



# VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

## FAKULTA STROJNÍHO INŽENÝRSTVÍ

FACULTY OF MECHANICAL ENGINEERING

## ENERGETICKÝ ÚSTAV

ENERGY INSTITUTE

# PALIVOVÝ CYKLUS, EFEKTIVITA A BEZPEČNOST JADERNÝCH ELEKTRÁREN

FUEL CYCLE, EFFICIENCY AND SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS

## BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR THESIS

### AUTOR PRÁCE

AUTHOR

TOMÁŠ TREBLÍK

### VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. PAVEL MILČÁK

BRNO 2023



# Zadání bakalářské práce

Ústav: Energetický ústav  
Student: **Tomáš Treblík**  
Studijní program: Základy strojího inženýrství  
Studijní obor: Základy strojího inženýrství  
Vedoucí práce: **Ing. Pavel Milčák**  
Akademický rok: 2022/23

Ředitel ústavu Vám v souladu se zákonem č.111/1998 o vysokých školách a se Studijním a zkušebním řádem VUT v Brně určuje následující téma bakalářské práce:

## Palivový cyklus, efektivita a bezpečnost jaderných elektráren

### Stručná charakteristika problematiky úkolu:

Jaderná energetika má v rámci trvalé udržitelnosti nezpochybnitelné místo. V současnosti je ve světě ve fázi výstavby přibližně padesát reaktorů. Palivový cyklus jaderných elektráren se snažíme uzavírat a použité palivo recyklovat a snižovat takto množství těžných surovin.

### Cíle bakalářské práce:

- stručný úvod do jaderné energetiky,
- popis vývoje konstrukce jaderných reaktorů, zejména aktuálně konstruovaných,
- popis technologií od těžby uranových rud po vyhořelé palivo,
- efektivita jaderně energetických zařízení, jejich bezpečnost a vliv na životní prostředí.

### Seznam doporučené literatury:

BEČVÁŘ, Josef. Jaderné elektrárny. 2. vyd. Praha: SNTL/ALFA, 1981, 634 s.

KLIK, František a Jaroslav DALIBA. Jaderná energetika. Vyd. 2. Praha: Vydavatelství ČVUT, 2002, 189 s. : il. ; 30 cm. ISBN 80-01-02550-0.

DUBŠEK, František. Jaderná energetika. Brno: PC DIR, 1994, 209 s. ISBN 80-214-0538-4.

MURRAY, Raymond LeRoy a Keith E HOLBERT. Nuclear energy: an introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes. 7th ed. Amsterdam: Elsevier, 2015, xvii, 550 s. : il. ISBN 978-0-12-416654-7.

Termín odevzdání bakalářské práce je stanoven časovým plánem akademického roku 2022/23

V Brně, dne

L. S.

---

doc. Ing. Jiří Pospíšil, Ph.D.  
ředitel ústavu

---

doc. Ing. Jiří Hlinka, Ph.D.  
děkan fakulty

## **Abstrakt**

Tato bakalářská práce se zabývá jadernými elektrárnami, především popisem jaderného palivového cyklu. Na úvod je vysvětlen princip jaderného štěpení a popis tepelného oběhu. Práce dále popisuje různé typy jaderných reaktorů rozdělených podle generace. Hlavním zaměřením práce je palivový cyklus, u kterého jsou popsány různé technologie těžby uranové rudy, jejího zpracování, obohacování, výroby palivových tyčí a následného zacházení s vyhořelým palivem. V závěrečné části je popsána efektivita jaderné elektrárny z hlediska termické účinnosti, dále bezpečnost a vliv na životní prostředí.

## **Klíčová slova**

Palivový cyklus, jaderné reaktory, jaderná elektrárna, bezpečnost reaktorů

## **Summary**

This bachelor thesis explains nuclear power plants, mainly the description of the nuclear fuel cycle. At the beginning, the principle of nuclear fission and a description of the thermal cycle are explained. The work also describes different types of nuclear reactors divided by generation. The main focus of this work is the fuel cycle, where various technologies of uranium ore mining, its processing, enrichment, fuel rods and subsequent handling of spent fuel are described. The final part describes the effectiveness of nuclear power plants in terms of thermal efficiency, as well as safety and environmental impact.

## **Keywords**

Fuel cycle, nuclear reactors, nuclear power plant, safety of reactors

### **Bibliografická citace**

TREBLÍK, Tomáš. *Palivový cyklus, efektivita a bezpečnostjaderných elektráren*. Brno, 2023. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství. Vedoucí práce Pavel Milčák.

### **Čestné prohlášení**

Prohlašuji, že tato práce je mým původním dílem, zpracoval jsem ji samostatně pod vedením Ing. Pavla Milčáka a s použitím informačních zdrojů uvedených v seznamu.

Tomáš Treblík

## **Poděkování**

Chtěl bych poděkovat vedoucímu práce Ing. Pavlovi Milčákovi za odborné vedení a připomínky týkajících se této bakalářské práce.

Tomáš Treblík



# Obsah

Úvod	11
<b>2 Úvod do jaderné energetiky</b>	<b>12</b>
2.1 Historie	12
2.2 Jaderné štěpení	13
2.2.1 Radioaktivní přeměna	13
2.2.2 Štěpná jaderná reakce	13
2.2.3 Řetězová reakce	14
2.3 Rankin-Clasiův cyklus	15
2.4 Tepelný oběh	16
<b>3 Konstrukce jaderných reaktorů</b>	<b>18</b>
3.1 Základní části reaktoru	18
3.2 I. generace	19
3.3 II. generace	20
3.3.1 Tlakovodní reaktor PWR	20
3.3.2 Varný reaktor BWR	21
3.3.3 Vodou chlazený grafitový reaktor LWGR	22
3.3.4 Těžkovodní reaktory PHWR	23
3.3.5 Zdokonalené plynem chlazené reaktory AGR	24
3.3.6 Vysokoteplotní plynem chlazené reaktory HTGR	25
3.3.7 Rychlé množivé reaktory LMFBR	25
3.4 Generace III a III+	26
3.4.1 Rosatom	26
3.4.2 AREVA	27
3.4.3 Westinghouse	28
3.4.4 SNPTC	28
3.5 IV. generace	29
3.5.1 Velmi vysokoteplotní reaktory VHTR	29
3.5.2 Rychlý, plynem chlazený reaktor GFR	29
3.5.3 Rychlý, olovem chlazený reaktor LFR	30
3.5.4 Reaktor s roztavenou solí MSR	30
3.5.5 Rychlý, sodíkem chlazený reaktor SFR	31
3.5.6 Superkritický, vodou chlazený reaktor SCWR	31
<b>4 Palivový cyklus</b>	<b>32</b>
4.1 Možnosti získání uranu	32
4.1.1 Povrchový důl	32
4.1.2 Hlubinný důl	32
4.1.3 Heap leaching	33
4.1.4 In situ leaching ISL	33
4.2 Zpracování a konverze	33
4.2.1 Mletí a extrakce	33
4.2.2 Konverze	34
4.3 Obohacování	35

4.3.1	Plynná difuze . . . . .	35
4.3.2	Tepelná difuze . . . . .	35
4.3.3	Elektromagnetická separace izotopů . . . . .	36
4.3.4	Separace centrifugou . . . . .	36
4.3.5	Laserová separace . . . . .	37
4.4	Výroba paliva . . . . .	37
4.4.1	Konverze na $UO_2$ . . . . .	37
4.4.2	Typy paliv . . . . .	38
4.4.3	Palivové soubory . . . . .	39
4.5	Vyhořelé palivo . . . . .	39
4.5.1	Uložení . . . . .	39
4.5.2	Přepřacování . . . . .	39
<b>5</b>	<b>Efektivita a bezpečnost</b> . . . . .	<b>40</b>
5.1	Efektivita . . . . .	40
5.1.1	Termická účinnost . . . . .	40
5.1.2	Využití odpadního tepla . . . . .	40
5.2	Bezpečnost . . . . .	41
5.2.1	LOCA havárie . . . . .	41
5.2.2	LOHA havárie . . . . .	41
5.2.3	Blackout . . . . .	41
5.2.4	Aktivní ochrana . . . . .	41
5.2.5	Pasivní ochrana . . . . .	41
5.2.6	In-depth ochrana . . . . .	42
5.2.7	Bezpečnostní bariéry . . . . .	43
5.3	Vliv na životní prostředí . . . . .	44
5.3.1	Vliv palivového cyklu . . . . .	44
5.3.2	Elektrárny v provozu . . . . .	44
	<b>Závěr</b> . . . . .	<b>45</b>
	<b>Seznam použitých zdrojů</b> . . . . .	<b>46</b>
	<b>Seznam použitých zkratk a symbolů</b> . . . . .	<b>50</b>

# Úvod

Hledání nových způsobů získání a využití energie je přirozenou součástí vývoje lidstva již od dob pravěku, kdy se lidé poprvé naučili pomocí ohně využívat tepelnou energii. V současné době se lidstvo snaží nacházet nové způsoby získání energie ze zdrojů, které poskytuje naše planeta. Současně je také snaha co nejlépe využít dosavadní zdroje, u nichž chceme docílit co nejefektivnějších metod získání energie, jak z hlediska přeměny z jednoho typu energie na jiný, tak i ekonomičnosti použité technologie. Na vzestupu jsou v současnosti obnovitelné zdroje, které se zaměřují na využití teoreticky nevyčerpatelných zdrojů (sluneční svit, vítr). Avšak nejvýznamnějším zdrojem jsou stále zdroje neobnovitelné, mezi které se řadí fosilní paliva (uhlí, ropa) a energie získaná jaderným štěpením.

Využití štěpné reakce je velmi atraktivním zdrojem z hlediska množství zásob uranu na Zemi i z hlediska množství získané energie. Za druhé světové války si štěpná reakce získala pozornost především jejím využitím v jaderných zbraních. Poznatky z této doby byly použity pro další výzkum v oblasti jaderných reaktorů, ze kterého časem vzešly první reaktory použité pro komerční výrobu elektrické energie.

V současné době jsou některé jaderné elektrárny uzavírány kvůli obavám z bezpečnosti nebo jejich vlivu na životní prostředí. K negativnímu pohledu na jadernou energii přispěla také relativně nedávná havárie v japonské Fukušimě. Vzhledem k současné energetické krizi i pokročení vývoje jaderných zařízení v mnoha zemích světa se téma jaderné energetiky znovu dostává do popředí.

Hlavním cílem práce je popsat jednotlivé části palivového cyklu z hlediska používaných technologií. Dále jsou zde uvedeny jednotlivé typy jaderných reaktorů rozdělené podle generace. Na závěr práce je uvedena efektivita, bezpečnost a vliv na životní prostředí jaderných elektráren.

# 2 Úvod do jaderné energetiky

## 2.1 Historie

Za počátek jaderné energetiky se považuje objev přirozené radioaktivity francouzským fyzikem Antoine-Henry Becquerelem roku 1896. Radioaktivita byla důkladněji prozkoumána Marií Curie-Sklodowskou a Pierrem Curie, v roce 1905 Albert Einstein odvodil odvodil vztah ekvivalence energie a hmotnosti [1].

Klíčovým milníkem v oblasti jaderné energetiky byl objev jaderného štěpení. V Berlíně roce 1938 prováděli Otto Hahn a Fritz Strassmann experimenty s uranem, kde za pomoci neutronů ostřelovali atomy uranu. Výsledný produkt obsahoval atomy baria, prvek s přibližně polovinou atomové hmotnosti uranu [2].

První jaderný reaktor byl postaven v prosinci roku 1942 v tribuně hřiště univerzity v Chicagu. Jeho autory jsou Enrico Fermi a Leo Szilard [2]. Reaktor s názvem Chicago Pile 1 (CP-1) byl tvořen cihlami čistého grafitu, mezi které byly vloženy tyče z oxidu uraničitého ( $UO_2$ )<sup>1</sup> [3].

Reaktory našli využití především ve vojenském průmyslu ve Spojených státech jako pohon ponorek a lodí. Jaderné reaktory určené pro produkci elektrické energie byli zpočátku pouze experimentální, jelikož se nevědělo, jestli výroba el. energie pomocí štěpné reakce bude ekonomická. První jaderné elektrárny sloužili pro demonstrační účely, jejich koncept vycházel z grafitových reaktorů pro výrobu plutonia a lehkovodních reaktorů plavidel [1].

První elektrárnou připojenou k veřejné síti se stala sovětská Obninsk, která dodávala proud do domácností. Na první jaderné elektrárně produkující el. energii v komerčním měřítku se začalo pracovat v roce 1953 ve Velké Británii. Elektrárna Calder Hall byla dokončena a připojena k veřejné síti v srpnu roku 1956 [3].

Popularita jaderné energie stoupala až do roku 1979, kdy se stala první jaderná havárie v americké elektrárně Three Mile Island. Po této události se veřejnost začala více zaměřovat na potencionální problémy spojené s dopadem radioaktivního záření na zdraví a životní prostředí. Negativní pohled na jadernou energii dále posílily havárie v sovětském Černobilu (1986) a japonské Fukušimě (2011) [2].



Obrázek 1: CP-1 - První reaktor na světě [4]

---

<sup>1</sup>CP-1 měl výkon 2 W [2].

## 2.2 Jaderné štěpení

Nejběžnější způsob výroby elektrické energie je v tepelných elektrárnách chemickou nebo štěpnou reakcí. Při chemické reakci (spalování) v uhelných elektrárnách se z 1 kg černého uhlí uvolní 25 MJ energie. Při štěpné reakci v rychlém reaktoru se z 1 kg přírodního uranu (v podobě  $UO_2$  s 0,72% obsahem  $^{235}U$ ) uvolní 28 TJ energie [5]. Při štěpné reakci se uvolní přibližně milionkrát více energie než při běžném spalování, dělající tento způsob získání energie velmi atraktivním.

Jaderné štěpení je proces, při kterém se jádro těžkého prvku rozpadne na několik lehčích fragmentů za uvolnění velkého množství energie a typicky 2 až 3 neutronů. Nejčastěji se štěpené jádro rozdělí na dva fragmenty (binární štěpení), pravděpodobnost rozdělení na tři fragmenty je mnohem menší (pohybuje se od  $10^{-2}$  do  $10^{-6}$ ), pak se jedná o ternární štěpení. Uvolněné fragmenty a částice narážejí do okolních atomů, přičemž ztrácejí svoji kinetickou energii, která se uvolní do okolního prostředí (média) v podobě tepelné energie [6].

### 2.2.1 Radioaktivní přeměna

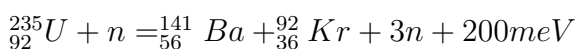
Jedná se o samovolný rozpad nestabilních atomových jader na jádro prvku s větší energetickou stabilitou (čím méně má atom energie, tím je stabilnější). Radioaktivní rozpad je charakterizován poločasem rozpadu, který udává čas, při kterém se hmota tvořená jádry atomů rozpadne na polovinu původního počtu atomů daného prvku. Při rozpadu atomu se uvolní několik MeV (mega-elektron-volt) energie, mezitím při spalování se uvolní jen několik eV energie [7].

Při jaderném štěpení a radioaktivní přeměně doprovází reakci také několik typů radioaktivního záření [8]:

- Alfa záření - při rozpadu dochází k vyzáření jádra helia (2 protony a 2 neutrony), např. rozpad uranu  $^{235}U$  thorium  $^{231}Th$ .
- Beta záření - dochází k vyzáření elektronů a dalších nabitých částic, např. rozpad neptunia  $^{239}Np$  na plutonium  $^{239}Pu$ .
- Gamma záření - dochází k vyzáření fotonů (elektromagnetické vlnění krátkých vlnových délek), např. při štěpení uranu  $^{235}U$ .

### 2.2.2 Štěpná jaderná reakce

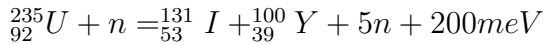
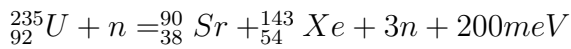
K rozpadu těžkých prvků dochází samovolně vzácně<sup>2</sup>, pro získání energie se tedy musí tento proces vyvolat uměle [6]. Metodou, kterou toho můžeme docílit, je ostřelování jádra neutrony. Některé těžké prvky jako uran nebo plutonium se po absorbování neutronu rozdělí na dva fragmenty, přičemž uvolní 2 až 3 neutrony [4]. Níže uvedená rovnice popisuje reakci neutronu a  $^{235}U$  [9]:



---

<sup>2</sup>Radioizotopový termoelektrický generátor (RTG) využívá tepla ze samovolného rozpadu plutonia  $^{238}Pu$  k výrobě elektřiny. Využívá se např. ve vesmírném průmyslu jako zdroj energie pro kosmické sondy [4].

Jádro uranu se při této reakci nejčastěji rozštěpí na atom baria  $^{140}\text{Ba}$  a atom kryptonu  $^{96}\text{Kr}$ . Dalším produktem jsou neutrony (v tomto případě 3) a 200 meV energie [9]. Mezi další možnosti rozštěpení uranu  $^{235}\text{U}$  patří [10]:



Nadbytečná energie se může uvolnit ve formě gamma záření. V jaderné energetice se pro štěpení využívá izotop uranu  $^{235}\text{U}$ , je to jediný izotop schopný štěpení nacházející se volně v přírodě [4].

Každý z uvolněných neutronů je teoreticky schopen rozštěpit další jádro  $^{235}\text{U}$ . Pokud je množství štěpeného materiálu příliš malé, pak většina neutronů unikne do okolního prostředí. Množství materiálu, při kterém se dalších reakcí zúčastní více jak jeden neutron se nazývá kritické množství [9].

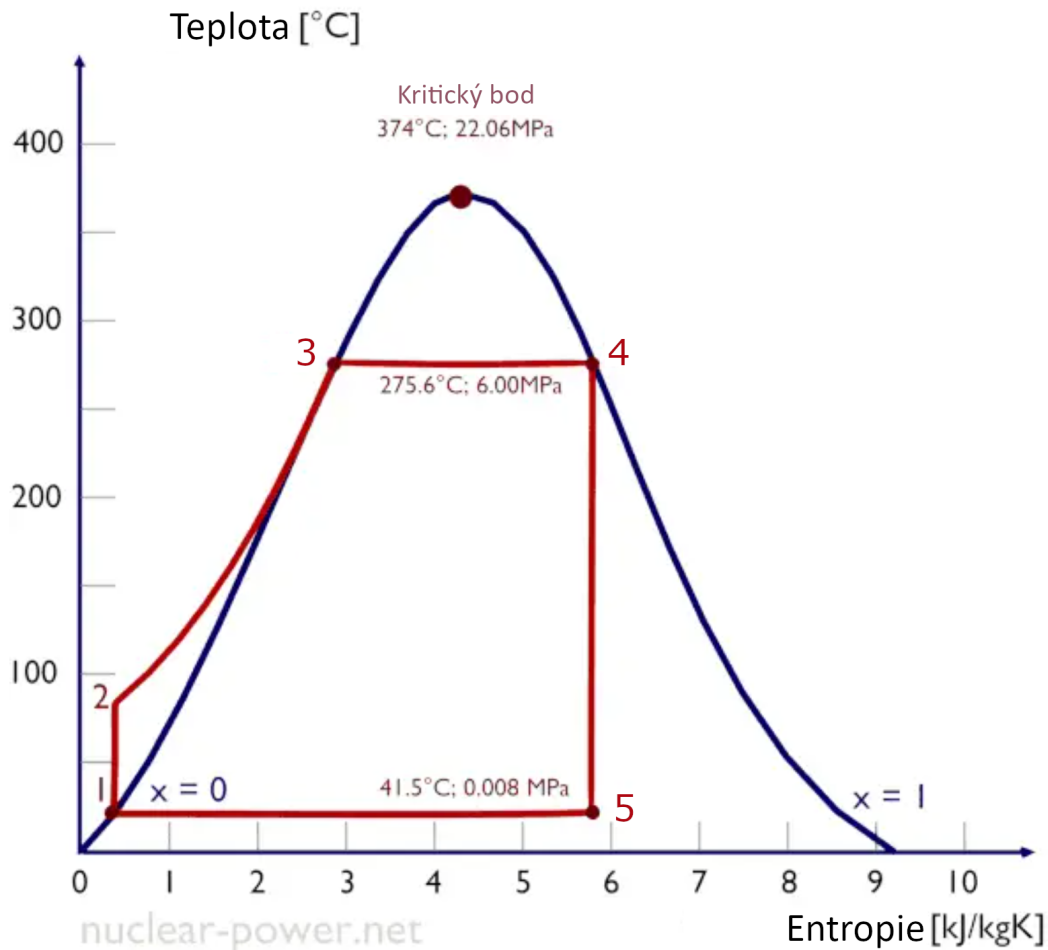
### 2.2.3 Řetězová reakce

K tomu aby mohli jaderné elektrárny využívat tohoto děje k získání tepelné energie, je zapotřebí, aby proces štěpení byl konzistentní a soběstačný. Těchto podmínek lze dosáhnout pomocí řetězové reakce, kdy neutron, uvolněný při rozdělení jádra  $^{235}\text{U}$ , narazí do dalšího jádra uranu, přičemž se uvolní další neutrony a proces se zopakuje. Pro soběstačný chod reakce se musí průměrně jeden uvolněný neutron srazit s dalším jádrem uranu (kritická reakce)[4]. Pokud by se procesu zúčastnil průměrně méně než jeden neutron, pak by reakce časem ustala (podkritická reakce). Naopak pokud by se procesu zúčastnilo neutronů více, pak se jedná o superkritickou reakci a došlo k rapidní akceleraci reakce, čímž by se uvolňovalo stále větší množství energie. Při nedostatečném zabezpečení a kontrole by mohlo dojít až k roztavení reaktoru [6].

Pro jednodušší ustálení řetězové reakce se v reaktoru používá uran s větším podílem izotopu  $^{235}\text{U}$ . Některé typy a koncepty reaktorů používají ke štěpné reakci přírodní uran. K ovládní rychlosti reakce slouží regulační tyče z boru, které dokáží pohlcovat nadbytečné elektrony [9].

## 2.3 Rankin-Clasiův cyklus

V jaderné elektrárně se stejně jako ve většině tepelných elektráren produkuje elektřina pomocí parní turbíny. U tlakovodní elektrárny teplo z primárního okruhu reaktoru odpařuje vodu, která ve formě vodní páry roztáčí turbínu, čímž dochází k přeměně tepelné energie na elektrickou. Tento děj v termomechanice popisuje rankinův (rankin-clausiův) cyklus [11].



Obrázek 2: Rankin-clausiův termomechanický cyklus jaderné elektrárny, upraveno dle [12]

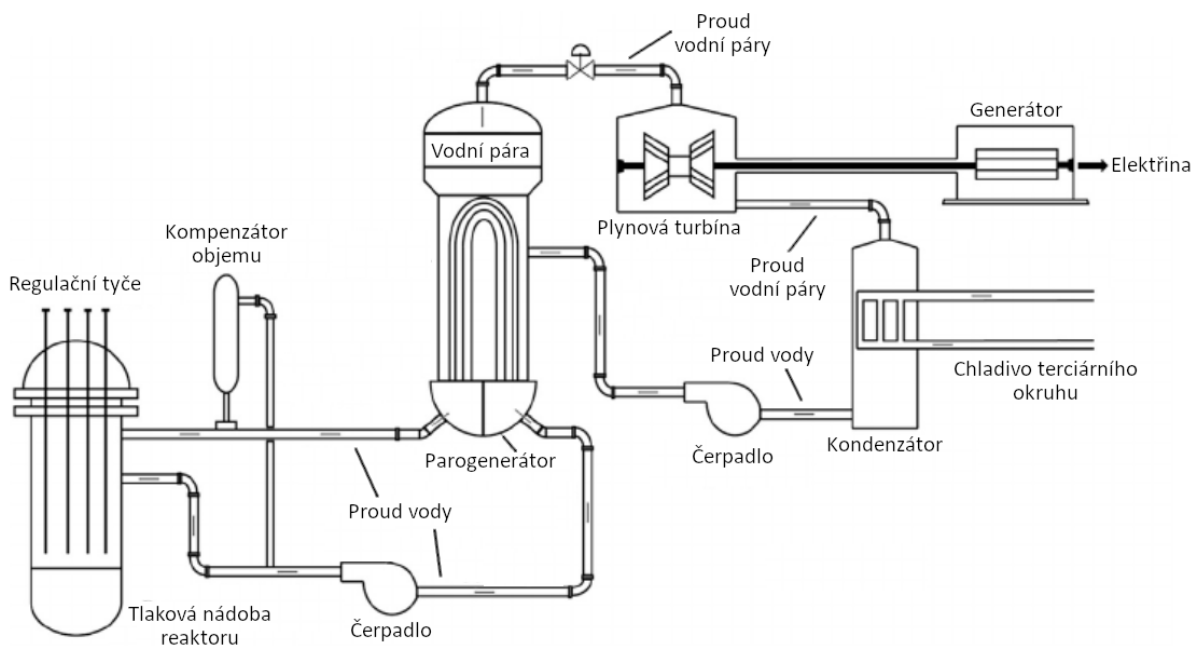
Ve výše uvedeném T-s diagramu (závislost teploty [°C] na entropii [ $\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ ]) lze vidět následující děje (popis cyklu vztaženého na JE) [11]:

- Děj 1-2: Kapalina je adiabaticky (izoentropicky) čerpána do parogenerátoru. Při tomto procesu se zvyšuje tlak média, v tomto případě vody. Čerpání zajišťují elektrická čerpadla.
- Děj 2-3: Tento proces se odehrává převážně ve vysokotlakém ohříváku. Chladivo primárního okruhu předává tepelnou energii chladivu (vodě) sekundárního okruhu. Vodě se zvyšuje hodnota entalpie a ohřívá se na teplotu syté kapaliny. Tento proces probíhá za stálého tlaku - izobarický děj. Ke konci děje se kapalina čerpá do parogenerátoru, kde dále zvyšuje svoji teplotu.

- Děj 3-4: Děj se odehrává v parogenerátoru. Voda se začíná se zvyšující teplotou odpařovat, zvyšuje se podíl vodní páry, voda je ve skupenství mokré páry. Proces probíhá izobaricky a za stálé teploty (izotermicky) až k bodu syté páry.
- Děj 4-5: Suchá vodní pára doráží k turbíně nebo systému turbín, kde izoentropicky expanduje. Při procesu expanze se sníží teplota a tlak páry, přičemž tekutina přemění svoji tepelnou energii na energii kinetickou a ta dále na elektrickou. Efektivita a stav tekutiny v turbíně má značný dopad na efektivitu celého systému.
- Děj 5-1: Pára projde kondenzátorem, kde se pomocí chladiva z terciárního okruhu zkondenzuje zpět na sytou kapalinu. Proces probíhá izobaricky a jedná se o poslední děj, který uzavírá cyklus tekutiny. Voda ve formě syté kapaliny je poté zpět přečerpána do parogenerátoru a cyklus se opakuje.

## 2.4 Tepelný oběh

Typický oběh elektrárny s tlakovodním reaktorem se skládá ze tří chladících okruhů, kde je chladivem voda. U reaktoru s přímým oběhem je chladivo procházející reaktorem přímo použito pro pohon turbíny, naproti tomu u nepřímého oběhu je pro pohon turbíny použit separátní (sekundární) okruh, kterému je teplo předáváno z primárního okruhu v parogenerátoru. Proces generování páry v reaktorech a použití více okruhů pro převod tepla je charakteristický pro JE, mimoto se ale příliš neliší od ostatních tepelných elektráren [6, 13].



Obrázek 3: Schéma tlakovodní jaderné elektrárny (PWR); upraveno dle [14]



## Primární okruh

Primární okruh slouží k tepelné výměně mezi reaktorem a chladivem a následnému předání tepla v tepelném výměníku do sekundárního okruhu. Voda v okruhu cirkuluje pod vysokým tlakem, aby se zabránilo jejímu varu. K ohřátí dochází přímo v tlakové nádobě reaktoru, odkud voda proudí do tepelného výměníku (parogenerátoru), kde dochází k tepelné výměně mezi chladivem primárního okruhu a chladivem sekundárního okruhu (u PWR reaktoru je chladivem obou okruhů voda). Následně se vrací zpět do reaktoru, čímž uzavírá smyčku. Oběh vody zajišťují elektrická čerpadla [13]. Požadovaný tlak v okruhu zajišťuje kompenzátor objemu [2].

## Sekundární okruh

V sekundárním okruhu dochází k přeměně tepelné energie chladící kapaliny na mechanickou a následně na energii elektrickou. V parogenerátoru se voda díky teplu z primárního okruhu ohřívá a odpařuje na sytou páru, která při odchodu z parogenerátoru prochází separátory, které oddělují kapalnou a plynnou fázi páry (páru vysušují). Pára poté prochází turbínou spojenou s generátorem, který generuje elektrickou energii. Je důležité použít suchou páru, jelikož kapičky vody by snížily efektivitu turbíny. Při průchodu turbínou se snižuje entalpie vodní páry, přičemž se pára ochlazuje a zvyšuje se podíl kapalně fáze (mokrý pára). Pro úplnou kondenzaci vodní páry na vodu je součástí sekundárního okruhu kondenzátor, který je chlazený terciárním okruhem elektrárny. Voda uzavírá smyčku načerpáním zpět do parogenerátoru [13].

## Terciární (chladicí) okruh

Ochlazení a vysrážení páry v kondenzátoru zajišťuje chladicí (terciární) okruh. Způsob zapojení tohoto okruhu se liší podle lokace JE [13]. Po průchodu kondenzátorem se voda ochlazuje v chladících věžích, odkud se vrací zpět do oběhu. V elektrárně Temelín se voda určená pro chlazení čerpá z přilehlé řeky. Dočerpává se z ní voda, která chybí po částečném odpaření ve věžích. Dukovany čerpají vodu na chlazení z přilehlé vodní nádrže [15]. Je snaha postavit JE na místech s chladnějším zdrojem vody, jelikož se efektivita termodynamického cyklu odvíjí od rozdílu vstupní a výstupní teploty v parní turbíně [5].

# 3 Konstrukce jaderných reaktorů

V jaderné energetice se reaktorem myslí zařízení, které generuje teplo používané pro výrobu elektřiny. Štěpná reakce generující teplo se realizuje v části reaktoru zvané aktivní zóna. Ta se skládá z jaderného paliva, moderátoru, chladiva, regulačních a havarijních tyčí [6]. Podle provozního režimu rozdělujeme reaktory na [6]:

- Tepelný reaktor - Reaktor využívající ve štěpné reakci termální neutrony. Jedná se téměř o všechny současné reaktory.
- Reaktor s rychlými neutrony - Na rozdíl od termálního reaktoru potřebuje ke štěpení neutrony s vysokou energií. Z toho důvodu nepoužívá moderátor.

## 3.1 Základní části reaktoru

### Palivo

Jaderné palivo používané v jaderných reaktorech je tvořeno směsí izotopů uranu ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ) a plutonia ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ). Nejvíce zastoupený je  $^{235}\text{U}$ , který se jako jediný z uvedených izotopů nachází v přírodě. V uranové rudě tvoří  $^{235}\text{U}$  0,72 % celkového množství uranu, oproti  $^{238}\text{U}$ , který tvoří 99,275% uranu, tedy téměř celé množství. V palivu je  $^{235}\text{U}$  zastoupen ze 3 - 5 %, jedná se o uměle obohacený uran, který je nutný ke stálosti řetězové reakce [6].

Palivo se do reaktoru dodává ve formě kovových palivových tyčí, které jsou naplněny válcovými peletami slisovaného  $\text{UO}_2$ . Rozměry a uspořádání palivových tyčí se liší podle typu reaktoru [15].

### Moderátor

Při štěpení dochází k uvolnění neutronů s vysokou energií. Aby mohla štěpná reakce trvale probíhat, je zapotřebí tyto neutrony zpomalit - odebrat část kinetické energie. Látka, která toto umožňuje se nazývá moderátor. Díky rozšíření lehkovodních LWR reaktorů je nejpoužívanější látkou obyčejná voda. Neutrony se sráží s atomy moderátoru a tím ji předávají část své energie. Jelikož se při tomto procesu látka moderátoru zahřívá, je výhodné ji použít také jako chladivo [13].

Pracovní látka moderátoru by se měla skládat z lehkých prvků, které efektivněji pohlcují energii neutronu a zároveň dokáží neutrony efektivně rozptylovat. Neměla by mít příliš velké absorpční účinky, štěpná reakce by pak neměla dostatek neutronů na udržení štěpné reakce. Levnost a dostupnost pracovní látky záleží na lokaci JE [6, 13].

### Kontrolní tyče

Pro účel kontroly nad štěpnou reakcí jsou součástí reaktoru kontrolní tyče, které dokáží pohlcovat neutrony, a tím regulovat výkon reaktoru. Slouží tak nejen jako ovládání výkonu (regulační tyče), ale také jako bezpečnostní mechanismus (havarijní tyče). V případě výměny paliva nebo havárie se tyče zasunou, čímž zastaví štěpnou reakci (zpomalí tok neutronů) [12].

## Chladivo

Úkolem chladiče je odvést teplo z reaktoru, čímž ho ochladí. Odvedené teplo je poté použito na výrobu elektrické energie. Chladičem mohou být jak kapaliny, tak i plyny. Většina reaktoru používá vodu (light water reactor - LWR) z důvodu dobrých vlastností. Mezi další používané látky patří těžká voda (heavy water reactor - HWR), vzduch nebo oxid uhličitý. Existují však i reaktory a jejich koncepty, které k chlazení používají roztavené kovy nebo soli [13].

Mezi základní požadavky na chladivo patří nízká reaktivita s okolním prostředím, nepřevratitelnost, vysoká měrná kapacita pracovní látky, z ekonomického hlediska pak levnost a dostupnost [13].

## Nádoba reaktoru

Ocelové válcové zařízení, které v sobě uzavírá aktivní zónu. Podle typu reaktoru může být nádoba stavěna jako tlaková nádoba nebo série tlakových kanálů. Životnost bloku jaderné elektrárny ve většině případů záleží na životnosti nádoby [5, 12].

## Parogenerátor

Parogenerátor je výměník tepla mezi primárním a sekundárním okruhem tepelného oběhu reaktoru. Primární chladivo ztrácí tepelnou energii, to má za následek snížení entalpie chladiva, zatímco sekundární chladivo tepelnou energii absorbuje, zvýší svoji teplotu a podstoupí změnu fáze na vodní páru. Pára je poté směrována k parní turbíně, kde se tepelná energie chladiva přemění na mechanickou práci turbíny. [6, 13].

## Kontejnment

Je to struktura nebo budova, která uzavírá jaderný reaktor a systém vyrábějící vodní páru. Většinou je tvořený 1 m tlustou stěnou z betonu. Účelem této stavby je chránit jak reaktor a jeho komponenty od venkovních vlivů, tak i chránit okolní prostředí v případě havárie [5].

## 3.2 I. generace

Jedná se převážně o experimentální a demonstrační reaktory z 50. a 60. let minulého století. Do této kategorie se řadí také první reaktory, které generovaly elektrickou energii pro civilní obyvatelstvo. Vyvinuty byly na základě předešlých reaktorů určených pro vojenské použití. Společným rysem těchto reaktorů je absence aktivních či pasivních prvků ochrany [16].

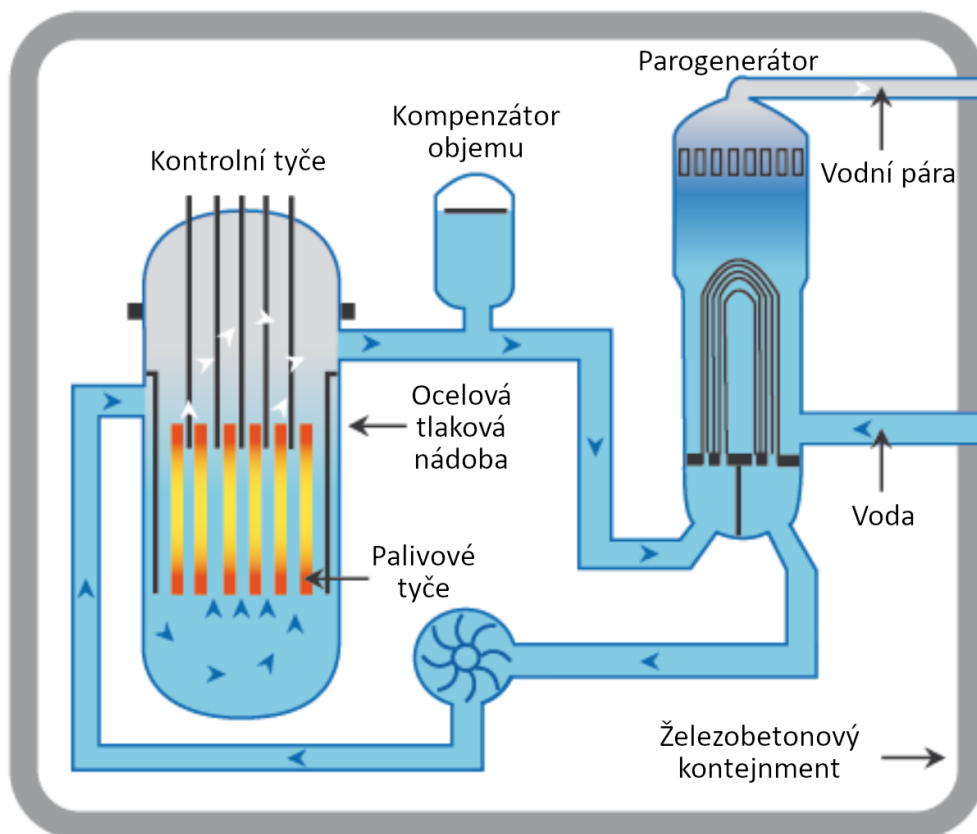
## 3.3 II. generace

### 3.3.1 Tlakovodní reaktor PWR

Chladivem primárního okruhu PWR (Pressurized Water Reactor) je voda, která souží zároveň jako moderátor. Tento model má aktivní zónu uzavřenou v tlakové nádobě pod vysokým tlakem, aby se zabránilo varu vody (voda má lepší chladicí účinky než vodní pára). Chladivo primárního okruhu nepohání turbínu, ale předává svoji tepelnou energii sekundárnímu okruhu v parogenerátoru, proto jsou tyto reaktory stavěné minimálně jako dvouokruhové [17]. Jako palivo se používá uran, který je obohacený o  $^{235}\text{U}$ , pokud je k tomu reaktor uzpůsoben, může se použít směs  $^{235}\text{U}$  a  $^{239}\text{Pu}$  (MOX palivo) [13].

První PWR byli vyvíjeni v 60. letech v USA jako pohon pro jaderné ponorky a lodě. Modely použitých reaktorů navrhly společnosti Westinghouse a General Electric, Westinghouse reaktory se později staly hlavní předlohou pro další vývoj ve světě. Sovětskou verzí PWR jsou VVER (vodo-vodní energetický reaktor), který se liší především konstrukčním řešením jednotlivých komponentů [18].

PWR jsou nejrozšířenějším typem reaktoru na světě, 304 z 423 (71,9 %) <sup>1</sup> ve světě operujících reaktorů jsou právě PWR [19]. Výhodou těchto reaktorů je použití více okruhů, které umožňují snadnější kontrolu nad teplotou vody v reaktoru (voda je stále v kapalně fázi), snadnější údržba a v případě havárie jsou veškeré radioaktivní elementy uzavřeny v kontejnmentu [13]. Nevýhodou pak energetické ztráty při přenosu tepla mezi okruhy.



Obrázek 4: Schéma tlakovodního reaktoru (PWR); upraveno dle [5]

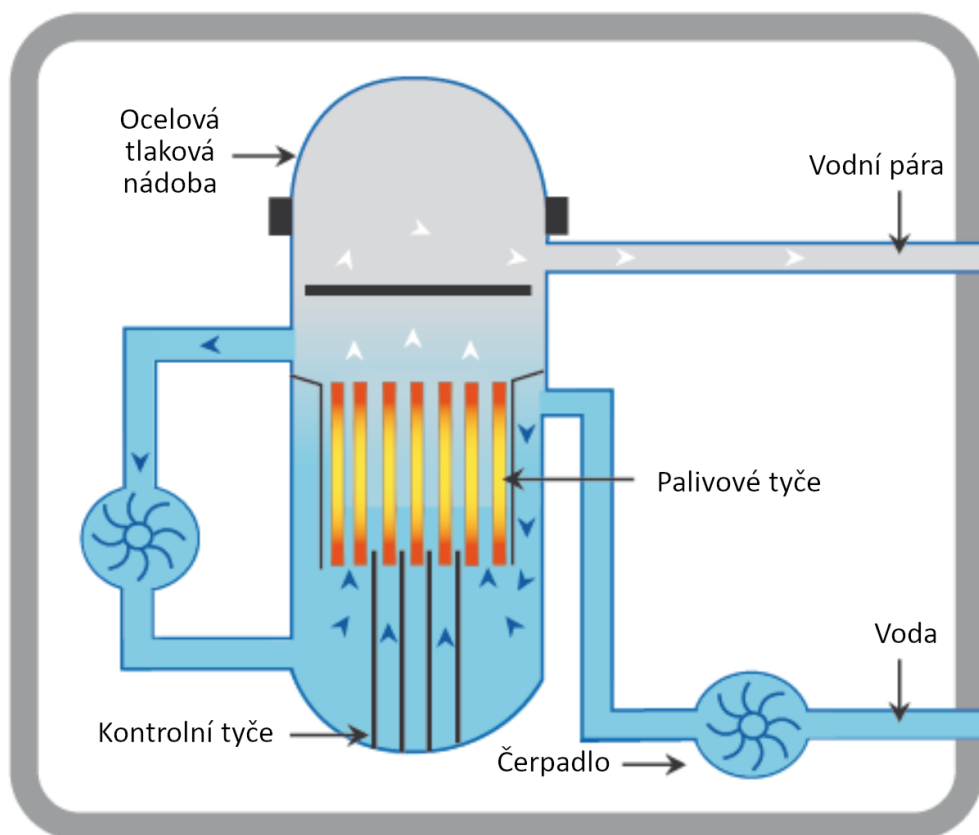
<sup>1</sup>Hodnoty uváděné v této práci jsou aktuální pro rok 2023

### 3.3.2 Varný reaktor BWR

Návrh BWR (Boiling Water Reactor) se příliš neliší od PWR. Chladičem a moderátorem je zde voda, která na rozdíl od PWR není pod vysokým tlakem držena v kapalném skupenství. Aktivní zóna je uzavřena v tlakové nádobě pod nižším tlakem, což umožňuje var vody (voda vře při  $290\text{ }^{\circ}\text{C}$  pod tlakem 7 Mpa). Pára opouštějící reaktor prochází přes separátory, které oddělují páru od vody. Jelikož je pára generována přímo v nádobě reaktoru, není zapotřebí sekundárního okruhu s parogenerátorem. Jedná se tedy o přímý tepelný oběh [6]. Palivem je uran obohacený o  $^{235}\text{U}$  asi na 2,4 % [20]. Kontrolní tyče se na rozdíl od PWR vysunují ze spodní části, protože ve vrchní části reaktoru jsou instalované sušiče páry [13].

Koncept varného reaktoru byl znám již při vývoji PWR, který byl upřednostněn z obav, že pára a vařící voda by dělali reaktor méně ovladatelný a nebezpečnější. Hlavní obavou pak byla domněnka, že var vody by přerušil tok reaktorem a tím způsobil přehřátí [13]. Rozvoj těchto reaktorů přišel v 50. letech, kdy se na jejich vývoj zaměřila společnost General Electric [18].

BWR jsou dnes druhým nejrozšířenějším typem reaktorů tvořící 11,6 % (49 reaktorů) z celkového počtu provozovaných reaktorů. BWR elektrárny se skládají jen z primárního a chladicího okruhu, čímž se značně redukuje cena, protože odpadá potřeba zapojit parogenerátor a navazující okruhy. Nevýhodou použití jen jednoho okruhu je možnost rozsáhlejší kontaminace v případě havárie, jelikož pára procházející reaktorem opouští budovu kontejnmentu [6].

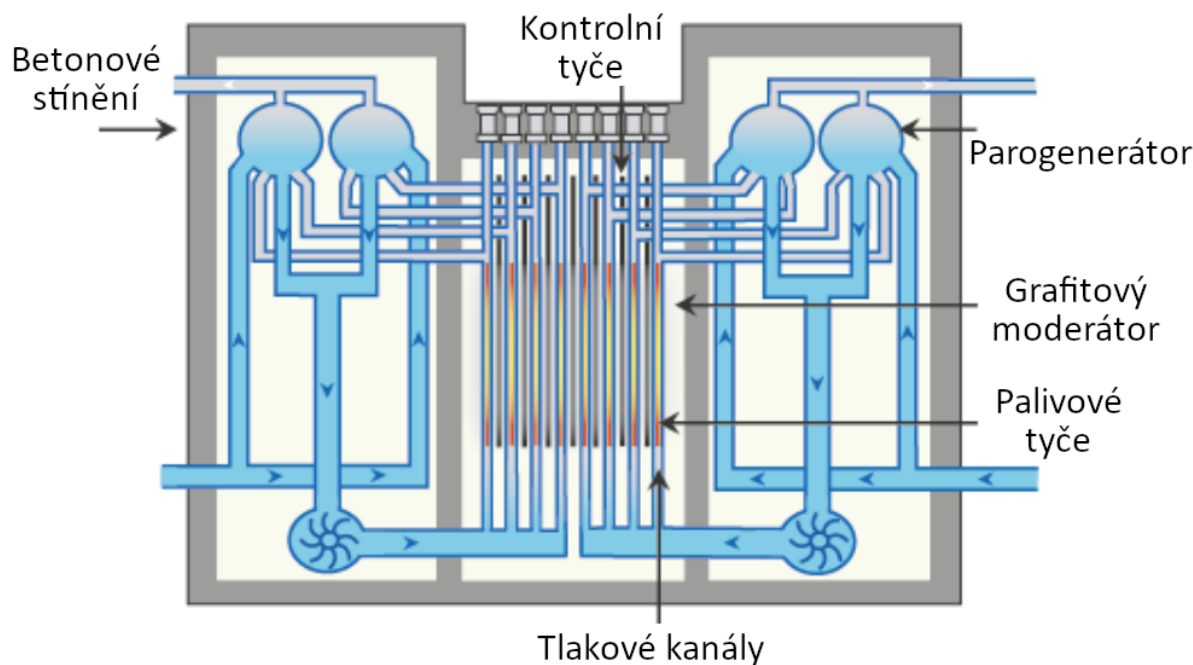


Obrázek 5: Schéma varného reaktoru (BWR); upraveno dle [5]

### 3.3.3 Vodou chlazený grafitový reaktor LWGR

Hlavním zástupcem tohoto typu reaktoru je ruský reaktor RBMK (rusky: Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj - Kanálový reaktor velkého výkonu), který může být blíže specifikován jako BWGR (Boiling Water Graphite Reactor - Varný grafitový reaktor), jelikož se jedná o varný typ reaktoru. Chladivem aktivní zóny je voda a jako moderátor jsou použity grafitové bloky. Aktivní zóna neleží v tlakové nádobě, ale spolu se separátory je uzavřena do betonové schránky, která slouží jako stínění. Chladivo se ohřívá ve vertikálních tlakových kanálech do kterých se vkládají palivové soubory. Prostor mezi jednotlivými kanály je vyplněn grafitovými bloky, sloužící jako moderátor. Regulační tyče tvořené karbidy boru ( $B_4C$ ) jsou vsunuty do otvorů v grafitových blocích a ovládány jsou zdola. Palivem je uran obohacený na 2,6 až 2,7 %  $^{235}U$ . K odpařování vody dochází přímo v aktivní zóně a vzniklá pára je od vody oddělena v separátorech, odkud míří přímo do turbíny - jedná se o jednookruhový oběh. Po kondenzaci zpět na kapalinu se voda vrací do separátorů, kde se kombinuje s vodou oddělenou od páry a pomocí čerpadel je pumpována zpět do aktivní zóny [1, 6].

RBMK byl vyvinut sovětským svazem za účelem, získat z elektráren jak elektrickou energii, tak i vyrábět plutonium. Výhodou těchto reaktorů bylo také použití méně obohaceného paliva. Reaktor začal experimentálně jako jeden PWGR (Pressurized Water Graphite Reactor - Tlakovodní grafitový reaktor), ale v dalším vývoji se přešlo na princip BWGR [1]. Výběr moderátoru a chladiva představoval značný risk, který se v roce 1983 projevil na havárii v Černobilu. Výměna paliva probíhá při plném chodu reaktoru [6].



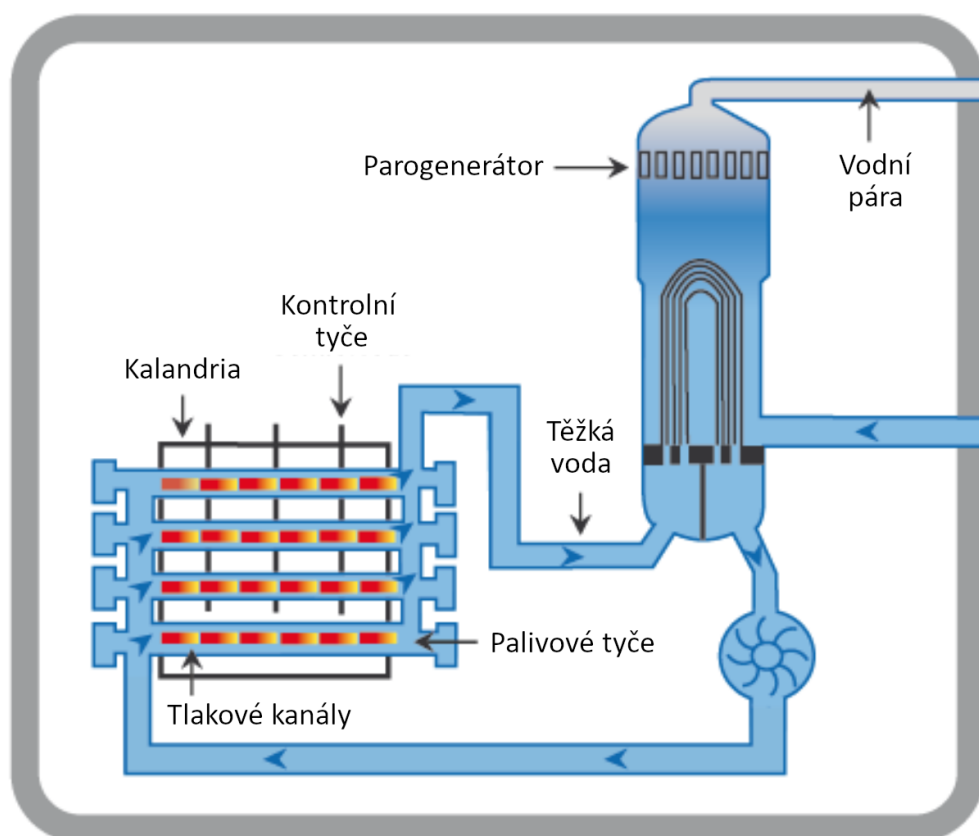
Obrázek 6: Schéma RBMK reaktoru; upraveno dle [5]

### 3.3.4 Těžkovodní reaktory PHWR

PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor) je typ tepelného reaktoru schopný jako palivo použít přírodní neobohacený uran. Chladičem a moderátorem primárního okruhu je těžká voda ( $D_2O$ )<sup>2</sup>, která zachytí méně neutronů než běžná voda, a tím umožní udržet řetězovou reakci. Hlavním zástupcem PHWR je kanadský CANDU (Canada Deuterium Uranium). Od ostatních reaktorů se CANDU liší v konstrukci a umístění nádoby s aktivní zónou. Nepoužívá se zde tlaková nádoba, ale větší množství tlakových kanálů, které prochází válcovou nádrží z nerezové oceli zvanou kalandria plněnou těžkou vodou. V kanálech jsou vloženy palivové tyče, které ohřívají kanálem proudící chladivo. V tlakových kanálech slouží těžká voda jako chladivo (tlak 10 MPa a teplota 290 °C [6]), zatímco v kalandrii slouží jako moderátor při teplotě 70 °C. Kalandria spolu s tlakovými kanály je instalována v horizontální poloze, kontrolní tyče jsou polohovány vertikálně a vysunovány z vrchní části reaktoru. Podobně jako PWR, chladič primárního okruhu předává v parogenerátoru teplo sekundárnímu chladiči tvořenému běžnou vodou, vzniklá pára pak pohání parní turbínu [13].

Projekt těžkovodního reaktoru byl vyvinut v Kanadě s cílem využít přírodní uran bez dodatečného obohacení [13].

PHWR jsou třetím nejrozšířenějším typem reaktorů, v provozu je aktuálně 47 reaktorů (11,1 % z celkového počtu). Výhodou reaktoru je použití přírodního neobohaceného uranu a možnost výměny paliva bez zastavení provozu celého reaktoru [6].



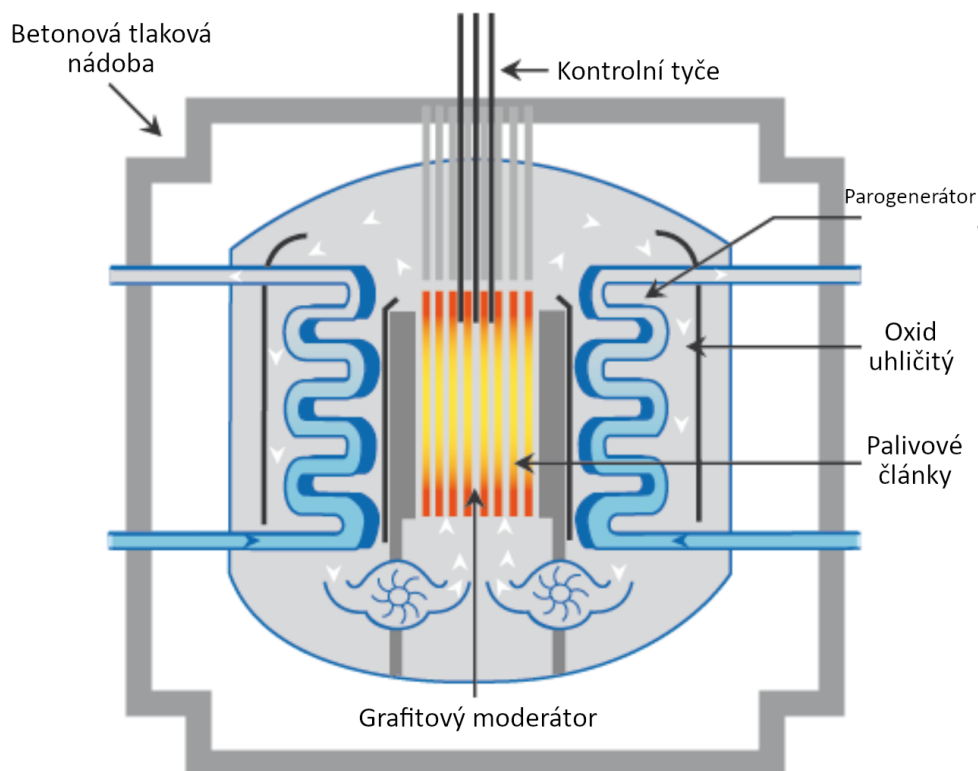
Obrázek 7: Schéma kanadského PHWR reaktoru (CANDU); upraveno dle [5]

<sup>2</sup>Těžká voda je tvořena izotopem vodíku  $^2H$

### 3.3.5 Zdokonalené plynem chlazené reaktory AGR

AGR (Advanced Gas-cooled Reactor) používají grafit jako moderátor reakce a chladivo v podobě oxidu uhličitého ( $CO_2$ ). Komponenty reaktoru jsou uzavřené ve válcové nádobě z předpjatého betonu s tloušťkou stěny asi 6 m. Stěny nádoby jsou tepelně izolované a vodou i plynem chlazené, díky čemuž má stěna teplotu asi  $65\text{ }^\circ\text{C}$ . Aktivní zónu tvoří bloky grafitu, které slouží jako moderátor. Do otvorů mezi bloky jsou vloženy shora vsunuté palivové články, jejich konfigurace umožňuje vyměnit palivo bez zastavení štěpného procesu reaktoru. Regulační tyče jsou taktéž zasunuty a ovládány shora [1]. U AGR rozlišujeme dva typy regulačních tyčí - „černé“ a „šedé“. Černé regulační tyče mají vyšší absorpční účinky a slouží k rychlému vypnutí celého reaktoru. Jsou vyrobeny z korozi-vzdorné oceli obsahující 4,5 % bóru. Šedé slouží k regulování výkonu reaktoru a jsou vyrobeny z korozi-vzdorné oceli s nižším nebo žádným obsahem bóru [2]. Palivem je obohacený uran s obsahem  $^{235}\text{U}$  2 až 2,4 %.  $CO_2$  proudí reaktorem zdola nahoru pod vysokým tlakem (4 MPa), část plynu projde aktivní zónou, kde se zahřeje na teplotu  $650\text{ }^\circ\text{C}$ . Druhá část obkrouží aktivní zónu speciálními kanály a vchází do ní shora, čímž ji ochlazuje. Parogenerátor se nachází přímo v reaktorové nádobě a je postaven vertikálně. Horký  $CO_2$  proudí kolem parogenerátoru shora dolů, čímž se ochlazuje (asi na  $300\text{ }^\circ\text{C}$ ), poté vchází zpět do aktivní zóny. Pára vzniklá v parogenerátoru již pohybuje turbínou, kondenzuje a poté uzavírá okruh zpět v parogenerátoru [1, 2].

AGR je vyvíjen pouze Velkou Británií a vychází z konstrukce MAGNOX<sup>3</sup>. Mezi jeho hlavní přednosti patří vyšší termální efektivita, asi 41 % [6].



Obrázek 8: Schéma zdokonaleného plynem chlazeného reaktoru (AGR); upraveno dle [5]

<sup>3</sup>britský plynem chlazený reaktor I. generace



### 3.3.6 Vysokoteplotní plynem chlazené reaktory HTGR

HTGR (High-Temperature Gas-cooled Reactor) je koncept reaktoru s plyným chladičem, který byl viděn jako další stupeň vývoje AGR reaktorů. Chladičem HGTR je helium, které bylo zvoleno na místo  $CO_2$ , díky inertnosti. Při vysokých teplotách (HTGR pracuje s teplotami  $700^\circ C$  -  $950^\circ C$ ) reaguje  $CO_2$  s okolním prostředím, čímž dochází ke korozi. Moderátorem štěpné reakce je zde podobně jako u AGR použit grafit. Aktivní zóna má dvě konstrukční řešení. První řešení je válcovitá grafitová nádoba sloužící jako moderátor a uzavírající kulovité palivo (TRISO). Druhé řešení je moderátor z prizmatických grafitových bloků s TRISO palivem umístěným v prostoru mezi bloky. TRISO palivo je kulovitý štěpný materiál (nejčastěji  $UO_2$ ) obalen několika karbonovými vrstvami [2].

Kromě generování el. energie je teplo z reaktoru využitelné v chemických reakcích při výrobě různých produktů [2].

### 3.3.7 Rychlé množivé reaktory LMFBR

LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor), také označované jako LMFR, jsou reaktory pracující na principu rychlých neutronů. Chladiivo těchto reaktorů bývá sodík, ve kterém je ponořena aktivní zóna. Aby rychlý reaktor mohl fungovat, není jeho součástí moderátor, který by neutrony zpomaloval. LMFBR používá plutonium nebo vysoce obohacený uran (20 až 30 %  $^{235}U$ ) jako palivo. To může být dodávané v keramické nebo kovové podobě [6].

## 3.4 Generace III a III+

Třetí generace reaktorů se vyznačuje především zvýšenou bezpečností oproti dřívější generaci. Zaměření je hlavně na pasivní a inherentní systémy ochrany. Podkapitola popisuje především stavěné nebo již provozované reaktory generace III+ rozdělené podle společností.

### 3.4.1 Rosatom

#### VVER-1000

Nejrozšířenějším modelem VVER-1000 je V-320 patřící do druhé generace. Do třetí generace se řadí typy AES-91 (model V-428) a AES-92 (model V-392). Oba modely pracují se 4 smyčkami primárního okruhu a pro VVER typickými horizontálními parogenerátory [5]. Oproti V-320 mají modely AES-91 a AES-92 dvojitý kontejnment, pasivní rekombinátor vodíku, lapač aktivní zóny, větší mezery mezi jednotlivými prvky pasivní ochrany [21].

#### VVER-1200

Díky pokročilým systémům ochrany se tento typ řadí do generace III+. Obecně jsou VVER-1200 (AES-2006) rozděleny na dva typy, oba navazující na předchozí modely VVER-1000. První z nich je model V-392M navazující na předchozí AES-92. Reaktory tohoto typu jsou postaveny v elektrárně v Novovoroneži. Druhým typem je V-491 postaven na základu předchozího AES-91. Tento typ je postaven v elektrárně Leningrad II. Z modelu V-491 byla vyvinuta verze MIR.1200 upravená pro evropské bezpečnostní požadavky. Na vývoji MIR.1200 se podílela česká společnost Škoda JS, a tato verze byla jedním z kandidátů pro bloky Temelín 3,4 [5, 21].

Tlaková nádoba reaktoru je navržena se životností 60 let, reaktory jsou navrženy s tepelným výkonem  $3212 \text{ MW}_t$  a elektrickým výkonem  $1200 \text{ MW}_e$  (elektrický výkon je závislý na lokalitě JE a verzi daného reaktoru). Aktivní zóna se skládá z 163 palivových souborů a je kontrolována 121 regulačními a havarijními tyčemi. Parogenerátory jsou instalovány horizontálně [21]. Primární okruh se skládá ze 4 smyček [5].

Mezi hlavní prvky ochrany patří [21]:

- Dlouhodobé chlazení aktivní zóny v případě výpadku elektrického proudu.
- Odstraňování tepla z reaktoru nezávislé na terciárním chladícím okruhu. Patří sem rozprašovače vody a aktivní i pasivní systémy pro ztrátu tepla z parogenerátoru do ovzduší.
- V případě LOCA s následným tavením aktivní zóny je kontejnment vybaven systémem redukcujícím a udržujícím tlak v kontejnmentu, a lapačem aktivní zóny.
- Ochrana proti vnějším vlivům - přírodní jevy (zemětřesení, tornáda, atd.), externí exploze, pád menšího letadla.

#### VVER-1300

Pokračování vývoje AES-2006 dalo vzniknout typu VVER-1300/VVER-TOI (Informativní obecně optimalizovaný), s modelem reaktoru V-510. Typ je také znám pod názvem AES-2010. Reaktor má tepelný výkon  $\text{MW}_t$  a elektrický výkon kolem  $1300 \text{ MW}_e$ . Reaktor

má vylepšenou konstrukci aktivní zóny s lepšími chladicími schopnostmi, větší parogenerátory, pasivní ochranu schopnou fungovat 72 hodin bez operátora v případě vypnutí reaktoru [5].

### 3.4.2 AREVA

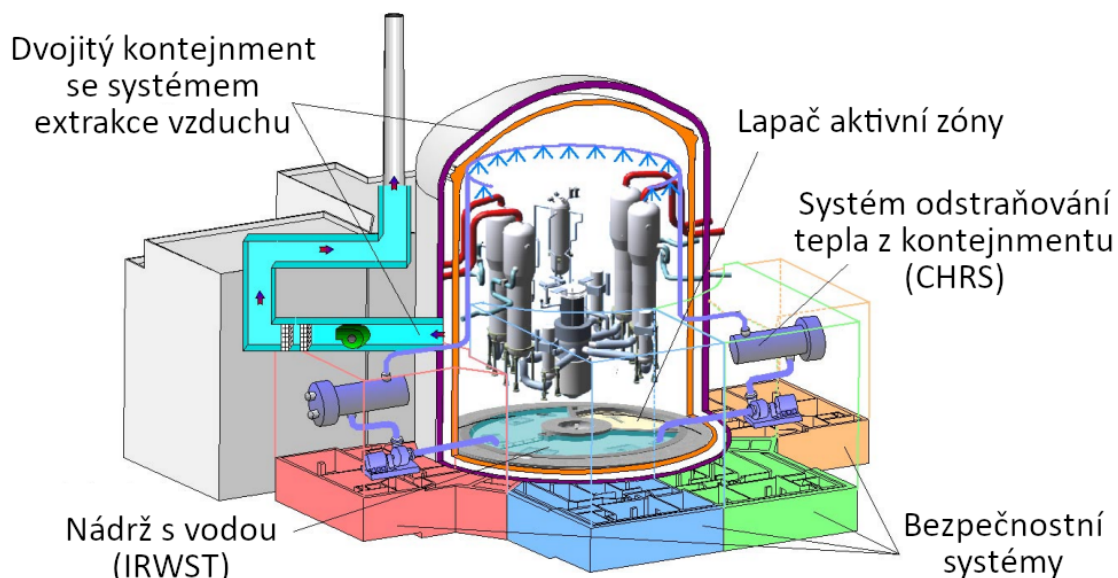
#### EPR

Tlakovodní reaktor byl vyvinut na základě designu francouzských N4 reaktorů a německých KONVOI reaktorů. Tepelný výkon reaktoru je  $4300 \text{ MW}_t$  a elektrický výkon dodávaný do sítě je přibližně  $1600 \text{ MW}_e$ . Primární chladicí okruh má 4 chladicí smyčky. Aktivní zóna se skládá z 241 palivových souborů, reaktor je navrhnut s možností použití MOX paliva [5, 22]. Mezi bezpečnostní prvky reaktoru patří [5, 22]:

Mezi hlavní prvky ochrany patří [22]:

- Dvojitý kontejnment se 4 aktivními systémy ochrany, lapač aktivní zóny.
- Odolnost vůči externím vlivům (počasí, zemětřesení, pád letadla).
- Dieslové generátory - primární (palivo na 72 hodin), sekundární (palivo na 24 hodin), terciární (palivo na 12 hodin)
- Digitalizované uživatelské prostředí pro operátory - snížení pravděpodobnosti lidské chyby.
- Rekombinátoři vodíku pro případ nahromadění vodíku v kontejnmentu.

Mezi elektrárny s EPR reaktory patří finská Olkiluoto, čínská Taishan, reaktor je ve stavu stavění ve francouzském Flamanville [5].



Obrázek 9: Schéma bezpečnostních systémů EPR reaktoru; upraveno dle [22]

### 3.4.3 Westinghouse

#### AP1000

AP1000 je americký PWR reaktor generace III+, který byl vyvinut z předešlého AP600 reaktoru. Cílem nového typu bylo, kromě zvýšené bezpečnosti, zjednodušení konstrukce a celková kompaktnost reaktoru. Primární chladicí okruh má 2 smyčky, každá s jedním parogenerátorem. Aktivní zónu tvoří 157 palivových souborů. Tepelný výkon reaktoru je  $3400 \text{ MW}_t$  a elektrický výkon je  $1117 \text{ MW}_e$ . Oproti minulému modelu má reaktor méně čerpadel a žádné bezpečnostní čerpadla (to má za následek i menší množství potřebného potrubí a ventilů), uvolněné místo v kontejnmentu bylo využito na bezpečnostní systémy. Bezpečnostní prvky zahrnují systém chlazení aktivní zóny, mezi který patří i odstraňování tepla pomocí konvekce, lepší izolace kontejnmentu, pasivní chlazení kontejnmentu, v případě vážné havárie je tlaková nádoba schopna v sobě udržet roztavenou aktivní zónu. Reaktory jsou v provozu v čínské Sanmen a Haiyang (čínská verze je známa pod názvem CAP1000), a v americkém Vogtle [5, 23].

### 3.4.4 SNPTC

#### CAP1400

Čínské společnosti SNPTC a SNERDI vyvinuli na základě typu AP1000 nový PWR reaktor s názvem CAP1400. Společnost Westinghouse s vývojem pomáhala a předala práva k vlastnictví nového reaktoru. Tepelný výkon reaktoru je  $4040 \text{ MW}_t$  a elektrický výkon je  $1500 \text{ MW}_e$ . Aktivní zóna se skládá z 193 palivových souborů a byl zvětšen počet kontrolních tyčí v případě použití MOX paliva. Primární chladicí okruh má dvě smyčky s vylepšenými parogenerátory. Reaktor je navrhnut se životností 60 let. Reaktor se staví v čínském Shidaowan [5].

## 3.5 IV. generace

### 3.5.1 Velmi vysokoteplotní reaktory VHTR

Jedná se o další vývoj tepelného HTGR reaktoru, který si dává za cíl dosáhnout ještě vyšších odtokových teplot chladiva (přes 1000 °C). Moderátorem jsou podobně jako u HTGR grafitové bloky. Chladivem je helium [24]. Reaktor má dvě typické konfigurace, prismatické bloky a pebble bed. Použití paliva se odvíjí od konfigurace reaktoru, obecně je však použito TRISO palivo s uranem obohaceným až na 20 %  $^{235}\text{U}$  [5]. Předností VHTR je možnost využití tepla na výrobu elektrické energie a zároveň na výrobu vodíku [24].

Reaktor může mít jedno nebo dvouokruhový oběh. Při jednookruhovém oběhu by se elektrická energie generovala při průchodu hélia plynovou turbínou. U dvouokruhového oběhu by byla použita klasická konstrukce s parogenerátorem a parní turbínou, která by pracovala podle rankinova cyklu. Na produkci vodíku by bylo teplo z reaktoru dodáváno přes tepelný výměník, který by byl součástí tepelného oběhu reaktoru. Vodík by byl vyráběn především za použití tepla a vody jedním z následujících způsobů[24]:

- S-I cyklus - Vstupními látkami jsou voda, jod, oxid siřičitý, které za teploty 120 °C vytvoří směs jodovodíku a kyseliny sírové. Působením vyšší teploty (300 - 450 °C) z těchto látek vzniká vodík a jod [25].
- Vysokoteplotní elektrolýza - Typ elektrolýzy při vysokých teplotách (cca. 800 °C) a probíhající v pevném elektrolytu [26].
- Parní reforming zemního plynu - Do reakce vstupuje přehřátá vodní pára (1200 - 1400 °C) a zemní plyn. Produktem je vodík a oxid uhličitý [25].

Kromě vodíku by se vysoká teplota reaktoru dala využít také v chemickém, ropném a železářském průmyslu.

### 3.5.2 Rychlý, plynem chlazený reaktor GFR

Jedná se o rychlý reaktor, ve kterém slouží jako chladivo helium (výtoková teplota je 800 °C). Technologie reaktoru je podobná VTHR, teplo může být použito na výrobu vodíku. V primárním okruhu je chladivem helium, které předává tepelnou energii sekundárnímu okruhu pomocí tepelného výměníku. Chladivem sekundárního okruhu je směs hélia a dusíku, která pohání plynovou turbínu. Zbytkové teplo je v parogenerátoru využito na odpaření vody na páru, která pohání parní turbínu. Oběh GFR reaktoru je tedy tříokruhový [5, 24].

Reaktor by využíval množivou aktivní zónu s rychlými neutrony. Palivem by byl obohacený uran a kterýkoliv další štěpný nebo plodný materiál s obsahem plutonia 15 až 20 % [5].

### 3.5.3 Rychlý, olovem chlazený reaktor LFR

LFR (Lead-cooled Fast Reactor) je rychlý reaktor, kde je jako chladivo primárního okruhu použito roztavené olovo nebo slitina olova a bismutu. Díky vysoké teplotě chladiva se může teplo využít také na výrobu vodíku. Koncept a plány pro budoucí výzkum LFR vychází z ELFR prototypů (European Lead-cooled Fast Reactor), mezi které patří ruský BREST-OD-300 a americký SSTAR[24].

Reaktory pracují s uzavřeným palivovým cyklem, zvažovanými palivy jsou nitridy uranu a aktinoidů nebo oxidy aktinoidů. Hlavním plodným materiálem je uran  $^{238}\text{U}$ , použití thoria je teoreticky možné, ale u LFR se s tímto materiálem zatím neuvažuje. Obsah plutonia by u těchto reaktorů byl v rozmezí 15 až 20 % [27].

Olovo má několik významných vlastností, které jej tvoří zajímavým chladivem. V kapalném stavu má velmi dobré chladicí účinky (vychází to z vysoké hustoty roztaveného olova) a nízkou schopnost pohlcovat neutrony, což umožňuje použít koncept rychlých neutronů. Ve srovnání s jinými chladivy jako sodík nebo voda je olovo relativně inertní, díky čemuž nedochází k prudkým chemickým reakcím, které by mohly poškodit reaktor. Jelikož olovo v reaktoru pracuje při atmosférickém tlaku, při adekvátním návrhu reaktorové nádoby se může předejít LOCA havárii [24].

Budoucí výzkum se ale bude muset vypořádat s nedostatky, které se vyskytují s použitím olověného chladiva. Hlavním problémem je korozní chování olova při kontaktu s konstrukční ocelí při vysokých teplotách. Tento jev by se eliminoval správným výběrem materiálů a důkladným monitorováním stavu reaktoru. Dále se musí předejít ztuhnutí olova v primárním okruhu (teplota tání olova je  $327\text{ }^{\circ}\text{C}$ ). Vysoká hustota sice přináší výhody v rámci chladicích účinků, ale zároveň představuje vysokou hmotnost, se kterou se bude muset konstrukce reaktoru vypořádat[24].

### 3.5.4 Reaktor s roztavenou solí MSR

Technologie MSR (Molten Salt Reactor) byla studovaná již před více než 50 lety. V letech 1950 a 1960 byly ve Spojených státech vyrobeny dva demonstrační reaktory, které pracovali na principem tepelných neutronů. Chladivem primárního okruhu je roztavená fluoridová sůl. Palivo není dodáváno v pevném stavu, ale je rozpuštěno v roztavené soli, a tedy je součástí chladiva primárního okruhu. Přestože koncept MSR není nejnovější, moderní verze těchto reaktorů vyžadují rozsáhlejší výzkum v oblasti technologie a zařízení [24].

MSR pracuje s tekutým palivem, což se nabízí jako zajímavá alternativa k standardním pevným palivům. Palivem je thorium, které by sloužilo jako plodný materiál pro vytvoření štěpného uranu  $^{233}\text{U}$  [24].

### 3.5.5 Rychlý, sodíkem chlazený reaktor SFR

SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor) je rychlý reaktor používající roztavený sodík jako chladivo primárního okruhu. Podle typu rozložení reaktoru se může sodík použít i v sekundárním okruhu. Teplota chladiva se pohybuje mezi 500 až 550 °C. Použití sodíku umožňuje operaci reaktoru při nízkém tlaku, další výhodou je vysoká energetická hustota při použití relativně malého objemu chladiva [24]. Sodík patří mezi alkalické kovy, je tedy velmi reaktivní. V případě, že je použit jako chladivo reaktoru, je důležité aby se sodík pohyboval v prostředí izolovaném od vzduchu a vody. Při kontaktu s kyslíkem za teploty kolem 250 °C hoří, a při kontaktu s vodou prudce reaguje za vzniku vodíku [28].

SFR používá uzavřený palivový cyklus, který umožňuje regeneraci štěpného paliva a usnadňuje nakládání s aktinoidy. Přesný typ paliva záleží na typu SFR [24]. Existují tři návrhy sodíkových reaktorů [5]:

- Modulární reaktor s výkonem 50 - 150 MW<sub>e</sub>, který by používal U-PU palivo s přidanými aktinoidy.
- 300 - 1500 MW<sub>e</sub> ponořený typ s U-PU palivem s přidanými aktinoidy.
- 600 - 1500 MW<sub>e</sub> okruhový typ s konvenčním MOX palivem.

Výhodou SFR je efektivní využití omezeného množství paliva s možností znovu použít vyhořelé palivo v uzavřeném cyklu [24]. Mezi dva operující SFR se řadí ruský BN-600 a experimentální BN-800 v Bělojarské jaderné elektrárně [5].

### 3.5.6 Superkritický, vodou chlazený reaktor SCWR

Chladičem SCWR (Supercritical Water-Cooled Reactor) je lehká voda pracující nad termodynamickým kritickým bodem. Při teplotě 374 °C a tlaku 22,1 MPa se jedná o přehřátou páru. Reaktor může být navržen jako tepelný nebo jako rychlý, záleželo by na typu aktivní zóny. Podle typu reaktorové nádoby (tlaková nádoba nebo tlakové kanály) by jako chladivo a moderátor byla použita lehká nebo těžká voda. Entalpie vody bude oproti stávajícím vodou chlazeným reaktorům mnohem vyšší, čímž se sníží hmotnostní tok v reaktoru a dojde k odpaření kapaliny na přehřátou páru. SCWR by měl mít jednookruhový oběh, a to u tlakové nádoby i tlakových kanálů. Přehřátá pára by vcházela rovnou do parní turbíny, poté by byla ochlazená zpět na vodu [24].

Výhodou těchto reaktorů by byla vyšší účinnost - až 44 %. Zapotřebí by bylo jen dvou typů čerpadel čerpající vodu do reaktoru a čerpající vodu z kondenzátoru. Kontejment a parní turbína u SCWR jsou menší než u stávajících tlakovodních reaktorů, což sníží cenu výstavby [24].



# 4 Palivový cyklus

Palivový cyklus je soubor procesů, které zahrnují těžbu a zpracování uranu, přes výrobu palivových tyčí až po přepracování nebo uložení vyhořelého paliva. Cyklus se rozděluje na přední a zadní část cyklu. Přední část zahrnuje těžbu uranu, jeho zpracování a konverzi, obohacování a výrobu palivových souborů. Zadní část sestává z nakládáním s vyhořelým palivem, to může znamenat dočasné uložení nebo přepracování zpět na použitelné palivo [12].

Existuje více typů palivových cyklů, mezi hlavní se řadí otevřený a uzavřený cyklus. U otevřeného (once-through) cyklu projde alivo reaktorem pouze jednou bez následného přepracování a zpětného použití. Cyklus končí uložení paliva v meziskladech, které slouží jako dočasné úložiště, nebo v trvalém úložišti [12].

Cílem uzavřeného cyklu je lepší využití jaderného materiálu, přičemž se zachová ekonomičnost výroby jaderného paliva. Výzkum uzavřeného cyklu se zabývá technologiemi použití pokročilých jaderných reaktorů a přepracování vyhořelého paliva [12].

## 4.1 Možnosti získání uranu

### 4.1.1 Povrchový důl

Povrchové těžení se uplatní tam, kde je uranová ruda na povrchu nebo v malé hloubce pod povrchem. Při těžbě se postupně odebírají vrstvy minerálů, čímž se důl prohlubuje. Doly se hloubí ve vrstvách, to umožňuje tvorbu ramp po bocích dolu, kterými se zpřístupňují spodní vrstvy. Doly mohou mít v průměru několik kilometrů a hloubku pár stovek metrů. Použitá metoda těžby záleží na typu povrchu [29].

Pokud se jedná o měkký (drobivý) povrch, vrstvy horniny jsou odebrány pomocí buldozerů. Následnou přepravu materiálu zajišťují nákladní vozidla nebo dopravníkové pásy. Pokud se jedná o něco tvrdší povrchy, tak se metoda hloubení nemění, ale vyhloubení předchází narušení povrchu pomocí speciálních hrotů připevněných k bagrům [29].

Tvrdé povrchy se musí před samotnou těžbou těžbou rozbít. Do horniny se vrtnou soupravou vyvrtají díry, do kterých je poté vsunuta trhavina. Sérií explozí se hornina rozlomí a následně odebere stejným způsobem jako při těžbě měkkého povrchu [29].

Těžba může produkovat až 40 tun odpadního materiálu na 1 tunu uranové rudy. Pokud se v materiálu nachází určité množství  $U_3O_8$ , pak je tento materiál dál zpracován jinou metodou extrahování uranu. Jakmile je zásoba uranové rudy vyčerpána, důl je zasypán horninou, v některých případech je zatopen vodou [30].

### 4.1.2 Hlubinný důl

Jedná se o metodu těžby v případě, že se uranová ruda nenachází poblíž povrchu. Ložisko se musí nejprve zpřístupnit jedním ze tří způsobů, které se mohou kombinovat podle podmínek daných typem kopaného materiálu. Můžeme využít šachty, štoly nebo sestupy. Šachty jsou vertikální díry široké jen několik metrů sloužící k přepravě lidí a materiálu. Mohou být přes 1000 metrů hluboké. Většinou jsou zpevněné betonem [29].

Při těžbě uranu se v ovzduší koncentrují zdraví nebezpečné látky. Jedná se především o radon (radioaktivní plyn) a radioaktivní částice smíšené s prachem. Odvod těchto látek zajišťuje ventilace, která vzduch odvádí skrz speciální i běžně přístupné šachty [29].



### 4.1.3 Heap leaching

Uranová ruda obsahující nízký podíl uranu je podrobena technologii heap leaching. Výhodou této technologie je možnost zpracování uranu bez předešlého mletí a separace. Rozdrcená ruda je nahrnuta do 5 až 30 metrů vysoké haldy, která se posléze louží za pomoci kyseliny nebo zásady. Pomocí výměny iontů se získá uran koncentrovaný ve výsledném roztoku. Jakmile produkce uranu z loužené rudy klesne pod určitou úroveň, halda je nahrazena novým materiálem. Ruda je po zpracování přesunuta na místo, u kterého nehrozí znečištění prostředí, zejména zásob nadzemních a podzemních vod. Většinou se bude jednat o vytěžené lomy [2, 31].

Touto metodou se dá z haldy dostat až 80 % uranu, čas strávený louhováním se pohybuje až k 300 dnům. Mezi podmínky pro kvalitní louhování se řadí konzistence a nezávislost na lokaci nacházející se kdekoliv v haldě, ve výsledném roztoku se nevyskytují pevné částice, dobrá louhovací stabilita[32]. Nevýhodou metody jsou možné komplikace způsobené např. deštěm a velké množství odpadního materiálu v porovnání se získaným uranem[31].

### 4.1.4 In situ leaching ISL

In situ leaching (někdy také In situ recovery ISR), in situ - „na místě“, je metoda hlubinné těžby, při které se působením loužícího roztoku rozpouští podzemní ložisko uranové rudy, přičemž se rozpustí jen uranová složka a zbytek minerálů zůstane na místě. Použitý roztok může být kyselého nebo alkalického charakteru, záleží na typu horniny, ze které extrahujeme uran. Nasycený roztok se poté vyčerpá zpět na povrch, kde se vyjme uranová složka a regenerovaný roztok je použit při dalším cyklu rozpouštění [2, 28].

U této metody není zapotřebí hloubit doly nebo používat těžkou techniku, čímž méně narušuje povrch oblasti a snižuje požadavky na počet pracovníků [29]. Nevýhodou této metody je vliv na životní prostředí, jelikož chemický roztok může snadno kontaminovat podzemní vodu a přilehlou oblast [28]

## 4.2 Zpracování a konverze

### 4.2.1 Mletí a extrakce

Uranová ruda, která byla vytěžena v povrchovém nebo hlubinném dole se musí rozdrtit a pomlít. Ruda je zpracována na místě nebo ve speciálních drtících továrnách, kam se uranová ruda přepraví na nákladních vozech nebo vlakem. Výsledkem drcení a mletí je jemný prášek, který je poté loužen v kyselině sírové nebo alkalickém roztoku. V loužících roztocích se rozpustí uran a další kovy.[29]. Roztok, který vznikne, je smíchán s organickým roztokem, který má velkou afinitu pro uran. Organický roztok je z obou kapalin lehčí, proto společně s uranem vypluje na povrch. Odtud je uran separován s použitím dalšího, tentokrát vodního roztoku s vyšší afinitou pro uran. Tento proces extrakce a separace pomocí vodných a organických roztoků je několikrát opakován, čímž se z původního jemného prášku získá až 95 % uranu. Vysrážením, filtrací a usušením se získá výsledný uran ve formě tzv. žlutého koláče (jméno vychází ze žluté barvy prášku) [33]. Tato substance se skládá z uranových koncentrátů, převážně z oktaoxidu triuranu  $U_3O_8$  nebo  $UO_4$  [29].



Obrázek 10: Žlutý koláč; převzato z [5]

## 4.2.2 Konverze

Cílem konverze je z  $U_3O_8$  získat fluorid uranový  $UF_6$ . Procesem se sníží počet obsažených nečistot produktu a zároveň se připraví na obohacení [29]. Důvod konverze právě na  $UF_6$  se skrývá v chemických a mechanických vlastnostech této látky, které jsou vhodné pro izolování izotopu uranu  $UF_6$ . Jedná se o těkavou látku, která sublimuje při  $56\text{ }^\circ\text{C}$ . S  $UF_6$  se dá pracovat v plynném skupenství při atmosférickém tlaku, což látku činí lehčí na manipulaci. Plynné skupenství je ideální pro použití v budoucím obohacení. Existuje několik metod konverze na  $UF_6$ , záleží na konkrétní zemi a společnosti. Pro českou republiku se uran zpracovává v ruské společnosti TVEL. Typem zpracování je zde „mokrý proces“ i „suchý proces“. [2]. Následující odstavce popisují konverzi uranu v Rusku.

### Mokrý proces

Při mokřém procesu se uranové koncentráty rozpouští v kyselině dusičné, čímž se získá hexahydrát dusičnanu uranylu ( $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ ). Ten se potom smíchá se směsí tributylfosátu (TBP) a petroleje nebo dodekanu, které extrahují uran z uranylu [2, 5]. Směs je poté smíchána s roztokem hydrogenuhličitanu amonného ( $(NH_4)HCO_3$ ) za účelem vykrytalizování uranu ve formě uranylkarbonátu amonného ( $(NH_4)_4UO_2(CO_3)_3$ ). Po vychladnutí jsou krystaly vyfiltrovány a tepelně zpracovány za vzniku oxidu uraničitého ( $UO_2$ ). Oxid uraničitý je poté rozpuštěn ve dvou kyselinách, a to chlorovodíkové (HCl) a fluorovodíkové (HF). Při tomto procesu se z roztoku vyloučí nečistoty v pevném skupenství, které se poté vyjmou. Po vyjmutí nečistot se přidá více kyseliny fluorovodíkové, přičemž se uran vysráží na fluorid uraničitý ( $UF_4$ ). Finální ( $UF_6$ ) se získá po vystavení ( $UF_4$ ) fluorovému plynu ve spalovacím reaktoru při teplotě  $1100\text{ }^\circ\text{C}$  [2].

## Suchý proces

Metoda zahrnuje přímou konverzi z  $U_3O_8$  na  $UF_6$ . V procesu se využívají stejné spalovací reaktory jako u mokré metody, reaktory jsou modifikovány pro vyšší teploty (2000 °C). Stěny reaktoru se musí chladit pro zabránění koroze.  $U_3O_8$  používaný při této metodě musí být vysoké kvality (velmi nízký obsah nečistot), proto musí projít pročištěním.  $U_3O_8$  se rozpustí v kyselině dusičné, následuje extrakce pomocí TBD a získání dusičnanu uranylu ( $UO_2(NO_3)_2$ ). Roztok se poté koncentruje a projde fluidním reaktorem, kde se znovu zformuje vyčištěný  $U_3O_8$ , který je rozdrcen na jemný prášek a vložen do spalovacího reaktoru [2].

## 4.3 Obohacování

Zatímco přírodní uran obsahuje přibližně 0,72 %  $^{235}U$ , většina jaderných reaktorů potřebuje obsah mezi 3 až 5 %. Za tímto účelem se uran uměle obohacuje na potřebné množství  $^{235}U$ . Při procesu se v části materiálu ( $UF_6$ ) zvýší množství  $^{235}U$ , látka se nazývá obohacený uran, přičemž v druhé části se množství uranu sníží, pak se jedná o ochuzený uran. Technologie obohacení byla původně vyvinuta pro armádní účely, konkrétně Manhattan Project, který měl za cíl vyvinout jadernou bombu. V dnešní době se používá technologií několik [2].

### 4.3.1 Plynná difuze

Metoda pracuje s fluoridem uranovým ( $UF_6$ ), u kterého se využívá rozdíl hmotnosti mezi molekulami skládajícími se z  $^{235}U$  nebo  $^{238}U$ .  $UF_6$  je v plynném skupenství hnán difuzorem, který pomocí pórovitých membrán propouští plyn. Jelikož má  $^{235}U$  nižší hmotnost než  $^{238}U$ , je tedy rychlejší a existuje vyšší pravděpodobnost, že dopadne a projde skrz membránu. Plyn je do difuzoru hnán pod vysokým tlakem, zatímco za membránou je tlak nižší. Nízkotlakou částí odchází výsledný obohacený plyn a část s vysokým tlakem odchází částečně ochuzený. Jeden difuzor je schopen zachytit jen velmi malé množství obohaceného uranu, proto pro potřeby masové výroby paliva je zapotřebí mít sérii těchto zařízení. Přestože se jedná o relativně jednoduchý princip nevýhodou této technologie je náročná výroba membrán a především velmi vysoká spotřeba elektrické energie [2]. Tato technologie je na v dnešní době na ústupu a je nahrazována ekonomičtější plynovou centrifugou [5].

### 4.3.2 Tepelná difuze

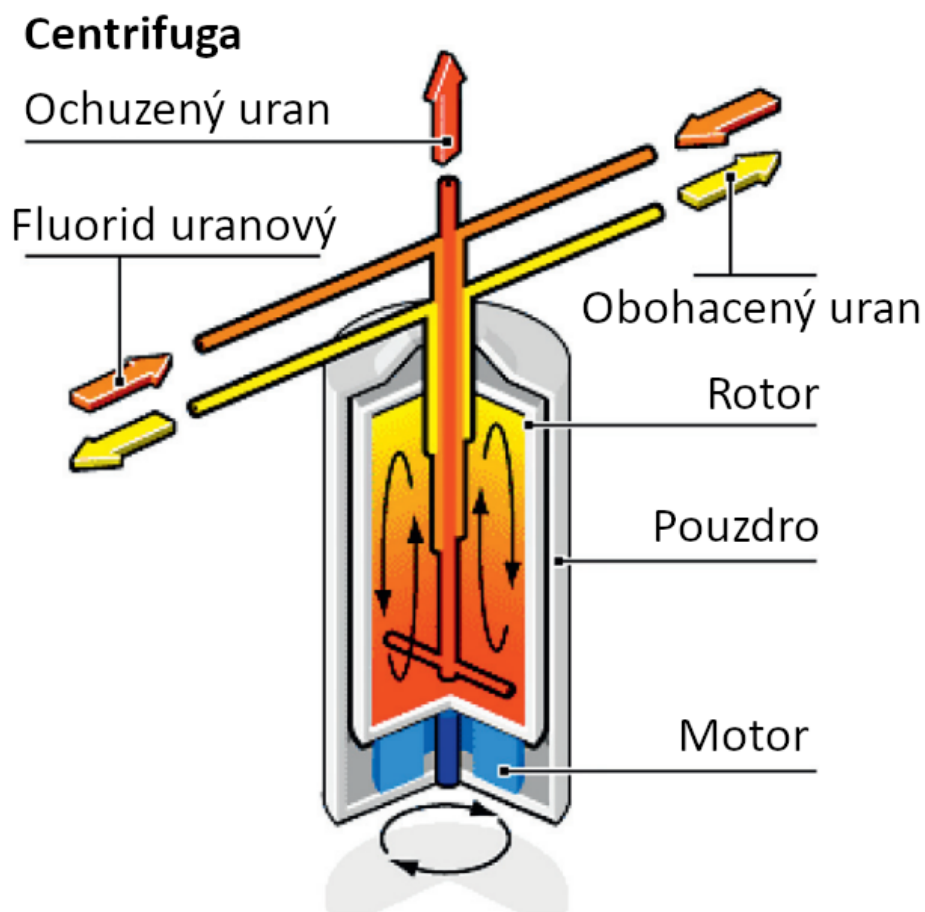
Metoda, vyvinuta U.S. Navy, je založena na teplotním gradientu válcového zařízení, kudy je pod tlakem hnán plyn  $UF_6$ . Zařízení sestává z vnitřního ohřivaného válce a vnějšího chlazeného válce, mezi kterými plyn prochází. Izotop  $^{235}U$  má tendenci držet se vyšší teploty, mezitím  $^{238}U$  se přesouvá k nižší teplotě. Továrna se skládala z 2000 těchto zařízení, kde vnitřní trubky byly ohřívány párou a vnější trubky chlazené vodou. Po krátké době byla továrna uzavřena z ekonomické nepraktičnosti této metody v porovnání s plynovou difuzí [34].

### 4.3.3 Elektromagnetická separace izotopů

Společně s plynou difuzí se jedná o první metodu použitou na obohacení. Obohacovanou látkou je zde chlorid uraničitý  $UCl_4$  (v pevném skupenství), který se zahřeje teplotu varu, čímž se  $UCl_4$  odpaří. Plyn je poté ostřelován paprsky elektronů za vzniku kladně nabitých iontů uranu. Elektrickým potenciálem urychlované nabité částice se spojují v jeden iontový paprsek, který prochází silným magnetickým polem, čímž se usměrní. Lehčí izotop  $^{235}U$  se pohybuje po trajektorii s užším poloměrem, tím se paprsek rozdělí na dva. Umístěné kolektory poté zachycují oba paprsky. Efektivita metody je sice vysoká, ale produktivita je nízká a náročná na elektrickou energii. Proto se tento proces nevyužívá pro komerční účely [2, 34].

### 4.3.4 Separace centrifugou

Tato metoda také využívá rozdíl hmotnosti mezi oběma izotopy. Pracuje se s plyným  $UF_6$ , který je uložen v rotující centrifuze. Odstředivé síly, působící na molekuly plynu, posunují těžší  $^{238}U$  k okraji nádoby, zatímco  $^{235}U$  zůstává blíže středu (ose rotace) [35].



Obrázek 11: Schéma centrifugy; upraveno dle [29]

### 4.3.5 Laserová separace

Tato metoda využívá schopnost laseru vyzařovat paprsek jedné vlnové délky. Izotopy uranu  $^{235}\text{U}$  a  $^{238}\text{U}$  mají mírně odlišné ionizační potenciály (energie potřebná k odtržení elektronu od atomu). Vlnová délka laseru se dá nastavit tak, aby přednostně ionizoval  $^{235}\text{U}$  [2]. Následná separace se provádí jednou z následujících metod [2, 29]:

- AVLIS (SILVA) - Metoda je založena na ionizaci par uranového kovu. Positivně nabitě ionty  $^{235}\text{U}$  se poté separují pomocí negativně nabitého kolektoru.
- MLIS - Separuje pozitivně nabitou molekulu  $\text{UF}_5^+$ , která se po ozáření laserem vytvoří přerušáním molekulární vazby jednoho fluoridu v  $\text{UF}_6$  molekule.
- SILEX - Metoda pracuje se schlazenou  $\text{UF}_6$  směsí, která je ozářena laserem.
- CRISLA - Metoda separuje izotopy po kondenzaci  $\text{UF}_6$  při nízkých teplotách a následném ozáření laserem.

## 4.4 Výroba paliva

Kvůli prostředí v aktivní zóně, kterému jsou palivové soubory vystaveny, jsou na palivo kladeny velké strukturální a bezpečnostní nároky. Palivo musí vydržet nápor zejména tepelných a mechanických zátěží, korozivního prostředí, toku neutronů a gamma částic [2].

Palivové soubory musí splňovat tyto požadavky [2]:

- tvar a geometrie palivových souborů musí zaručit stabilitu aktivní zóny a udržet tyče na požadovaném místě
- znemožnit smíšení chladiva primárního okruhu s palivem a produkty štěpení v reaktoru i při uskladnění
- splňovat tepelně-hydraulické požadavky a umět předat chladivu energii ze štěpné reakce
- kompatibilitu s nukleárním prostředím, např. nemít příliš velkou absorpci neutronů
- snížení nároků na údržbu a uskladnění díky vysoké životnosti bez nechtěného zhoršování stavu paliva
- přijatelný pro uskladnění i mezi-uskladnění a přepracování
- umožnit odebrání nechtěného tepla při havarijních podmínkách

### 4.4.1 Konverze na $\text{UO}_2$

Uran, určený pro výrobu paliva, dorazí ve formě  $\text{UF}_6$  (pokud se jedná o obohacený uran) nebo  $\text{UO}_3$  (neobohacený uran). V palivových tyčích se používá uran ve formě  $\text{UO}_2$ , proto jej musíme nejprve překonvertovat. Existuje více metod, kterými se může docílit  $\text{UO}_2$  prášku, a to „suchým“ procesem nebo dvěma různými „mokrymi“ procesy [5]. Každá z metod začíná ohřátím tlakových nádob obsahujících  $\text{UF}_6$  v autoklávech a následném vyjmutí  $\text{UF}_6$  v plynném skupenství [29].

Suchý proces začíná hydrolýzou plynného  $\text{UF}_6$ , který je vystaven vodní páře. Produktem je fluorid uranylu ( $\text{UO}_2\text{F}_2$ ), který se ve spalovacím reaktoru redukuje s vodíkem



a párou. Výsledkem je  $UO_2$ , který je spolu s dalším vodíkem a párou podroben dodatečnému sušení v peci. Jedná se o nejběžnější metodu konverze, při které se oproti mokřým procesům vyprodukuje méně odpadní kapaliny [29].

V mokřém ADU (diuranát amonný) procesu se provede hydrolyza plynného  $UF_6$  ve vodě. Do roztoku je dodán amoniak, což vytvoří precipitát ADU, který je vyfiltrován, vysušen a kalcinován v páře. Následnou redukcí ve vodíku se získá  $UO_2$ . Třetí metodou je mokřý AUC proces, u kterého se plynný  $UF_6$  smíchá ve vodě s  $CO_2$  a  $NH_3$  za vzniku AUC precipitátu. Zbytek metody je podobný jako ADU proces [29]. Mokré procesy jsou komplikovanější než suchý proces, ale umožňují lepší kontrolu nad vlastnostmi výsledného  $UO_2$  prášku [5].

V případě konverze z  $UO_3$  se vytvoří pevný hydrát přidáním vody do  $UO_3$ . Produkt je poté redukován v peci za vzniku  $UO_2$  [5].

## 4.4.2 Typy paliv

### Keramické

Materiálem keramických paliv je slisovaný  $UO_2$ . Palivo je tvrdý a křehký materiál, což je dáno iontovými a kovalentními vazbami v krystalové mřížce materiálu. Mezi přednostmi tohoto paliva patří malý účinný průřez (nedochází k velké ztrátě neutronů), vysoká strukturní i chemická stabilita, produkty štěpení zůstávají v krystalech  $UO_2$  a nízká cena výroby. Mezi nevýhody patří malá tepelná vodivost a lom materiálu způsobený vysokými teplotami a velkým teplotním gradientem [30].

$UO_2$  používaný jako palivo se v palivových tyčích nachází ve formě pelet.  $UO_2$  prášek získaný předešlou konverzí z  $UF_6$  nebo  $UO_3$  se smíchá s pojivky (stearát hliníku nebo zinku a kyselinou stearovou). Následně se směs slisuje do pelet, které jsou podrobeny slinování ve vysokoteplotní peci. Výsledkem slinování je stabilní keramická struktura materiálu. Materiálová hustota pelet je 96-97 % z maximální teoretické hustoty  $UO_2$  [29].

### Kovové

První jaderné reaktory používaly uran ve formě kovu. Uran je vysoce reaktivní kov, reaguje s většinou nekovových prvků a na vzduchu rychle oxiduje [30]. Kov se vyrábí ze směsi  $UF_4$  a hořčíku, která spolu v peci reaguje při vysokých teplotách. Na dně pece zůstane roztavený uran, který se po vychladnutí znovu roztaví a odlije do forem, čímž se vyrobí tyče. Uranové tyče se poté obrobí a vloží se do trubice z hořčíkové slitiny [2]. Dnes se již palivo nepoužívá, poslední britský MAGNOX reaktor, používající tento typ paliva, byl odstaven na konci roku 2015 [36].

### MOX

Palivo MOX se skládá se směsí  $UO_2$  a  $PuO_2$ . Podle konkrétního typu reaktoru (LMFBR a LWR) je použit obohacený, ochuzený nebo přírodní  $UO_2$ . Plutonium pro výrobu se získá přepracováním vyhořelého paliva z LWR reaktorů. Přepracováním vznikne  $Pu(NO_3)_4$ , který je dále zpracován na  $PuO_2$ . Materiálem pro výrobu pelet je směs keramického  $UO_2$  a  $PuO_2$  [30]. Další metodou výroby je vyrobení směsi s 30% obsahem plutonia smíchaným s  $UO_2$  práškem [2].

## TRISO

Palivo kulovitého tvaru vyvinuté pro HTGR reaktory. TRISO (Tristructural - isotropic fuel) se skládá z jádra tvořeného štěpným oxikarbidem uranu ( $UCO$ ) a plodným oxidem thoričitým ( $ThO_2$ ). Jádro je obaleno třemi vrstvami materiálu, v řadě od vnitřní po vnější vrstvu: pyrolytický uhlík - karbid křemíku - pyrolytický uhlík. Obal jádra by měl odolat vysokým teplotám (až 1800 °C), čímž se i v případě závažnějších nehod zachovají štěpné produkty uvnitř obalu [29, 30].

### 4.4.3 Palivové soubory

V případě nejpoužívanějšího keramického paliva se  $UO_2$  pelety naskládají do kovových trubic ze zirkonové slitiny, která je odolná vůči korozi a má malou schopnost absorbovat neutrony. Několik těchto tyčí se poté složí do jednoho svazku zvaného palivový soubor. Tvar, velikost a počet tyčí jednoho souboru se liší podle typu reaktoru [6].

## 4.5 Vyhořelé palivo

### 4.5.1 Uložení

Po vytažení palivových tyčí z reaktoru jsou tyče přesunuty do úložného bazénu navrženého pro dočasnou úschovu paliva. Bazén používá demineralizovanou vodu, která slouží jako chladicí médium a zároveň jako stínící bariéra před zářením. V případě úniku radioaktivního materiálu při poškození tyče jsou v bazénu instalovány čisticí systémy, které dokáží vodu v bazénu dekontaminovat. Voda by také měla být co nejprůzračnější z důvodu snadnější a bezpečnější manipulace s palivem. Palivo bývá v těchto bazénech uloženo 5 - 10 let, po vychladnutí je palivo převezeno do meziskladu [2, 4].

Mezisklad slouží k dlouhodobému uložení paliva do doby, než se rozhodne, jak s palivem naložit dál. Meziskladem může být další „mokré“ úložiště (bazén) nebo úložiště „suché“ (betonové bunkry). Palivo zde bude uloženo, dokud se ho daná země nerozhodne přepracovat nebo definitivně uskladnit v podzemních úložištích. Technologie přepracování i trvalého úložiště jsou stále předmětem výzkumu [2, 5].

### 4.5.2 Přepracování

Nejčastější metodou přepracování vyhořelého paliva je přepracování metodou PUREX. První fází procesu je vytvoření vodného roztoku rozpuštěním paliva v horké kyselině dusičné ( $HNO_3$ ). Pomocí tributylfosfátu ( $TBP$ ) a petroleje se vytvoří roztok složený z jedné organické fáze. Další úpravou se získají dva vodné roztoky, jeden obsahující uran a druhý obsahující plutonium. Tyto samostatné roztoky poté umožní selektivní extrakci daných prvků [13].

# 5 Efektivita a bezpečnost

## 5.1 Efektivita

### 5.1.1 Termická účinnost

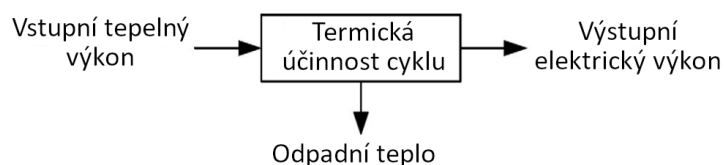
Poměr mezi elektrickou energií vyrobenou generátorem a tepelnou energií dodanou reaktorem se nazývá termická účinnost  $\eta$ . Nejvyšší termickou účinnost má Carnotův cyklus, ale této hodnoty lze dosáhnout pouze teoreticky. V praxi se termodynamické cykly snaží co nejvíce přiblížit Carnotovu cyklu. V LWR reaktorech je pracovní látkou voda (vodní pára), která ve většině případů pracuje podle Rankinova cyklu [4, 37].

$$\eta = 1 - \frac{T_C}{T_H} \quad (5.1)$$

Výše uvedený vztah udává termickou účinnost Carnotova cyklu. Při dosazení nejvyšší teploty Rankinova cyklu  $T_H$  (teplota páry před vstupem do turbíny) a nejnižší teploty cyklu  $T_C$  (teplota kondenzátu) získáme maximální teoretickou účinnost daného oběhu. Této účinnosti prakticky nelze dosáhnout, zdokonalením konstrukce a technologií reaktoru se této hodnotě dá přiblížit. Jaderné elektrárny dosahují účinnosti kolem 33 % [4].

### 5.1.2 Využití odpadního tepla

Zatímco přibližně  $\frac{1}{3}$  tepla z reaktoru je přeměněno na elektrickou energii, zbylé přibližně  $\frac{2}{3}$  jsou odpadní teplo, které je odvedeno skrz chladicí okruh.



Obrázek 12: Schéma odvodu energie, upraveno dle [4]

Vzhledem k velkému množství tepelné energie, které je bez užitku rozptýleno do okolního prostředí, existuje snaha toto teplo dále využít [4]. Mezi příklady možného využití patří [4, 15]:

- Vytápění obcí (voda by sloužila jako médium pro přenos tepla)
- Úprava vody: čištění od mikrobů a odpadu, odsolování
- Výroba vodíku (odpadní teplo z HTGR a budoucích VHTR reaktorů)
- Přeměna na elektrickou energii pomocí termoelektrického generátoru



## 5.2 Bezpečnost

### 5.2.1 LOCA havárie

Havárie se ztrátou chladiva (Loss Of Coolant Accident - LOCA) je typ havárie, při kterém se ztratí chladivo reaktoru. Bez ochranných prvků by s ubývajícím chladivem rostla teplota aktivní zóny<sup>1</sup>, což by mohlo vést k závažnějším haváriím. LOCA může být způsobena např. trhlinou v potrubí primárního okruhu [13, 38].

### 5.2.2 LOHA havárie

Havárií se ztrátou schopnosti chlazení (Loss Of Heat Sink - LOHA) se označuje případ, kdy chladivo tepelného oběhu zůstává v okruzích, ale chlazení funguje jen v omezené míře nebo se teplo z reaktoru neodebírá vůbec. Taková situace může nastat při poškození čerpadla primárního okruhu a následnému zastavení cirkulace reaktorem nebo poškození komponent sekundárního okruhu a následnou ztrátu chlazení primárního okruhu [13, 38].

### 5.2.3 Blackout

Blackout nastává při ztrátě elektrické energie potřebné k funkci systémů regulace reaktoru, odvádění tepla a ovládání systémů aktivní ochrany. Déle trvající ztráta elektrické energie může způsobit závažnější havárie. K ochraně proti blackout jsou součástí elektráren záložní baterie spolu s diesellovými generátory<sup>2</sup>. Pro veškeré funkce je však zapotřebí co nejrychleji zprovoznit rozvod elektrického proudu [40].

### 5.2.4 Aktivní ochrana

Za aktivní systémy ochrany jsou označovány takové systémy, které potřebují pro jejich spuštění externí zásah (např. elektrický signál, aktuátory). Pro dosažení vysoké spolehlivosti ochrany se používá větší množství bezpečnostních prvků. Pro zlepšení spolehlivosti se používají systémy s různými principy funkce a způsobu aktivace. Každý z jednotlivých systémů by měl sám o sobě být schopen ochránit před nehodami, popřípadě snížit jejich následky [6, 41]. Mezi tyto systémy se řadí např. čerpadla a ventily, které jsou schopny v případě nehody uchládit aktivní zónu, a elektrické motory, které slouží k ovládání regulačních a havarijních tyčí [37]. Z důvodu potenciálního selhání aktivních systémů ochrany se vývoje nových reaktorů více zaměřují na pasivní a inherentní způsoby ochrany.

### 5.2.5 Pasivní ochrana

Cílem pasivní ochrany je zamezení nehod a havárií reaktoru bez lidského zásahu, pouze s pomocí přírodních jevů, na kterých reaktor pracuje. Tyto systémy dokáží uvést reaktor do stabilního režimu v případě abnormálních událostí spojené s provozem reaktoru. Mezi přírodní jevy, kterých se využívá, se mimo jiné řadí vztlak, gravitace nebo konvekce [42, 38].

Podle funkce se pasivní systémy dělí na čtyři kategorie [42]:

---

<sup>1</sup>PWE a BWR s slouží chladivo (voda) zároveň jako moderátor. S ubývajícím chladivem se snižuje schopnost moderovat štěpnou reakci, čímž se snižuje výkon. To přispívá k bezpečnosti reaktoru [38].

<sup>2</sup>JE Dukovany má 18 diesellových generátorů, Temelín má 6 [39]

- Kategorie A - Systémy, které nepotřebují externí signál (např. od pracovníka elektrárny, elektrický signál) a nemají žádné pohybuující a mechanické části ani pracovní tekutinu.
- Kategorie B - Systémy, které nepotřebují externí signál a nemají žádné pohybuující a mechanické části, ale jejich součástí je pracovní tekutina.
- Kategorie C - Systémy, které nepotřebují externí signál, mají pohybuující a mechanické části, a součástí systému může být pracovní tekutina.
- Kategorie D - Systémy, které kombinují pasivní funkce z ostatních kategorií s aktivním externím signálem, který zahájí spuštění systému.

### **Pasivní PWR ochrana**

PWR reaktory vypustí v případě LOCA havárie nádrže s vodou umístěné nad aktivní zónou. Proud vody hnaný pouze gravitací by v případě ztráty chladiva a tlaku stále chladil aktivní zónu s využitím přírodního oběhu. Tlaková nádoba, parogenerátory a kompenzátor objemu jsou ponořeny ve vodě, která v případě selhání čerpadel vnikne do aktivní zóny reaktoru. Kromě chladícího účinku je tato voda je koncentrovaná bórem, což má za následek vypnutí reaktoru.[38]. Další ochranou reaktoru je sekundární kontejnment, který je dimenzovaný odolat tlaku vody uniklé z primárního okruhu reaktoru. Tento kontejnment bývá také vybaven rozprašovačem studené vody, který má za úkol zchladit vodní páru v kontejnmentu v případě úniku [43].

### **Pasivní BWR ochrana**

V pokročilých BWR reaktorech je proud chladiva aktivní zónou zajištěn přírodním oběhem. Větší bezpečnost tohoto designu spočívá v oběhu chladiva, které nepotřebuje cirkulační čerpadla a s tím spojené ovládací prvky. Nad aktivní zónou se nachází rozprašovače, které jsou napojeny na nádrž, kam se v případě LOCA havárie vpustí pára, což má za následek snížení tlaku v reaktoru. Podobně jako u PWR reaktoru se pak voda z nádrže pomocí gravitace spouští na aktivní zónu, čímž ji chladí. Nádrž je polohována v horní části kontejnmentu, který uzavírá celý systém [38].

## **5.2.6 In-depth ochrana**

Jedná se o koncept ochrany, který si klade za cíl zabránit nehodám a v případě havárií zmírnit následky spojené s únikem radioaktivního materiálu. Obecně se ochrana dělí do pěti úrovní vztahující se na konstrukci reaktoru a dalších částí elektrárny a na organizaci a chování zaměstnanců. Hlavní myšlenka konceptu je několik nezávislých vrstev ochrany, kdy prolomení jedné úrovně ochrany aktivuje úroveň nad ní [44, 13]. Jednou z myšlenek in-depth ochrany je připravení a předejití nehod bez ohledu na to, jak nepravděpodobné se zdají být [13].

### **První úroveň ochrany**

Jedná se o konzervativní ustanovení, které se zaměřují na správné zacházení s radioaktivním materiálem a minimalizování odchylek od normálního provozu elektrárny. Konkrétně se jedná o srozumitelnou definici normálního a abnormálního provozu elektrárny, náležitý

konstrukční návrh systému a součástí včetně materiálu a bezpečnostních testů, náležitý výcvik personálu a čas na reakci v případě abnormálních událostí, náležité měřicí systémy a monitorování stavu jaderných zařízení, údržba [45].

### **Druhá úroveň ochrany**

Jejím cílem je umět detekovat a kontrolovat vzniklé odchylky od normálního provozu elektrárny a zabránění jejich vystupňování v potencionální nehodu [44]. Zaměření je také na automatickou kontrolu reaktorových systému, které se v případě odchylek snaží vrátit reaktor do původního provozního stavu. Důležité jsou také monitorovací systémy a pravidelná údržba zařízení [45].

### **Třetí úroveň ochrany**

Zaměřuje se na situaci, že i přes předešlou ochranu se odchylky v provozu vyvinuli v potencionální nehodu. Zaměření je na zabránění dalšího vývoje ve vážnou nehodu a především zabránění poškození aktivní zóny reaktoru. Abnormální podmínky mohou nastat ze ztráty chladiva nebo ztráty kontroly nad kritičností reaktoru [45].

### **Čtvrtá úroveň ochrany**

Cílem čtvrté úrovně je udržet únik radioaktivních látek v co nejmenší míře v případě poškození aktivní zóny reaktoru. Nejdůležitější částí této ochrany je kontejnment reaktoru, který je navržen vystát vysoké tlaky [45]. Kontejnment nesmí dopustit uvolnění radioaktivních látek do okolního prostředí, případně kontrolované uvolňování kontaminovaných látek ve velmi omezeném množství [44]. Důležitá je zde také role operátorů s adekvátním výcvikem, kteří vyhodnotí situaci a spustí náležité bezpečnostní systémy [45].

### **Pátá úroveň ochrany**

Finální úroveň má za úkol zmírnit následky jaderné havárie. Ochrana zahrnuje prevenci nebezpečí z vystavení radiaci v krátkodobém i dlouhodobém měřítku.

## **5.2.7 Bezpečnostní bariéry**

Jedná se o praktickou aplikaci in-depth ochrany. Zahrnuje návrh a strukturu aktivní zóny spolu s reaktorem a zabránění uniknutí radioaktivního materiálu do okolního prostředí v případě havárie. Ochrana zahrnuje 4 bariéry - pokud selže jedna, aktivuje se následující [13]. Těmito bariérami jsou [13]:

- První bariéra - Materiál paliva je navržen s vysokou teplotou tání a nerozpustný ve vodě.
- Druhá bariéra - Hermetický obal palivové tyče zabrání úniku radioaktivního materiálu z pelet do okolí (do chladiva).
- Třetí bariéra - Reaktorová nádoba uzavírající primární chladicí okruh zabraňuje kontaminovanému chladivu únik do kontejnmentu.
- Čtvrtá bariéra - Kontejnment obsahující reaktorovou nádobu zabraňuje úniku radioaktivních látek do okolního prostředí.

## 5.3 Vliv na životní prostředí

### 5.3.1 Vliv palivového cyklu

Při těžbě, především povrchových dolů, dochází k narušení a změně povrchu v dané oblasti. Jedná se především o vytěžení velkého množství hornin, zastavění povrchu továrnami a sklady, narušení přilehlého ekosystému. Vliv radiace na prostředí i lidi je jen velmi malý, existuje však riziko koncentrace radioaktivního plynu (radon), který je zdraví nebezpečný [29].

### 5.3.2 Elektrárny v provozu

#### Radiace

Hrozba ozáření se v případě jaderných elektráren i palivového cyklu objevuje jen při nehodách a haváriích. Při normálním provozu těchto zařízení je jejich dávka radiace zanedbatelná ve srovnání s přírodní radiací. V případě havárie hrozí vystavení pracovníků, v horším případě i obyvatelstva, radiaci s následnými zdravotními následky. Po havárii v Černobylu se radioaktivní materiál dostal do ovzduší, což způsobilo radioaktivní spad v přilehlých oblastech. Radiace v těchto místech převyšuje radiaci přírodní, délka kontaminace záleží hlavně na poločasu rozpadu jednotlivých radioaktivních prvků (Cesium uvolněné při této havárii má poločas rozpadu 30 let) [5, 37].

#### Emise $CO_2$

Častým tématem v Evropě a Severní Americe je zvyšující se koncentrace  $CO_2$  v atmosféře a jeho dopad na životní prostředí. Jedním z řešení této situace se nabízí nahrazení elektráren využívajících fosilní paliva obnovitelnými zdroji. Jaderné elektrárny se svými  $CO_2$  emisemi (12g  $CO_2$  na 1 kWh) blíží větrným elektrárnám. V tomto kontextu se jaderná energie dá považovat za „čistý“ zdroj energie [5].

#### Tepelné znečištění

Pokud elektrárna čerpá vodu ze zdroje jako např. jezero, pak je možnost do stejného jezera také vypouštět zpět vodu ohřátou v kondenzátoru. V takovém případě může být ovlivněna teplota jezera s přímým dopadem na organismy v něm žijícím. Tento typ znečištění se nazývá tepelné znečištění, a přestože se někteří živočichové i rostlinstvo mohou přizpůsobit a naopak prosperovat, většinou se jedná o negativní vliv [4].

# Závěr

Hlavním cílem práce bylo uvést a popsat jednotlivé části jaderného palivového cyklu. Dále jsou zde popsány různé typy jaderných reaktorů a na závěr je uvedena efektivita, bezpečnost a vliv na životní prostředí jaderných elektráren.

Kapitola zabývající se jadernými reaktory popisuje jednotlivé reaktory z hlediska rozdílu konstrukčního řešení jednotlivých typů. V kapitole jsou zahrnuty reaktory II. generace, které jsou dnes stále nejběžněji používanými, a ze kterých vychází současná III. generace. Část kapitoly popisující III. generaci je zaměřena především na reaktory generace III+, které jsou již v provozu nebo ve fázi výstavby. Dále jsou popsány koncepty budoucích reaktorů IV. generace. V současné době probíhá výzkum reaktorů generace III+ i IV. generace. Obě tyto generace disponují, kromě lepší efektivity a kompaktnosti, především zvýšenou bezpečností opírající se o pasivní a inherentní způsoby ochrany.

Pohled na jadernou energetiku se liší podle dané země. V současné době dochází k uzavírání některých jaderných elektráren z důvodu negativního pohledu na jejich bezpečnost. Systémy bezpečnosti se však stále zdokonalují a s nastupující generací reaktorů se více opírají o pasivní a inherentní prvky ochrany. Kapitola zabývající se bezpečností objasňuje pojmy aktivní a pasivní ochrany, a dále se zabývá popisem in-depth ochrany.

Nedílnou součástí jaderné energetiky je jaderný palivový cyklus, který se skládá z těžby uranové rudy, jejího zpracování, obohacování, výroby palivových tyčí, a následného zacházení s vyhořelým palivem. Kapitola se zabývá popisem různých technologií používaných v jednotlivých částech cyklu. Budoucí výzkum v této oblasti se bude nejspíše zabývat zlepšením efektivity jednotlivých procesů, zejména jejich ekonomičností. Dalším bodem výzkumu bude efektivní naložení s vyhořelým jaderným palivem, které bude uloženo v podzemních úložištích nebo přepracováno zpět na použitelné palivo.

Při provozu jaderné elektrárny se přibližně  $\frac{2}{3}$  získané tepelné energie odvede v podobě odpadního tepla. Toto teplo se dá využít mnoha způsoby, v době energetické krize se jako velmi zajímavé řešení nabízí použití odpadního tepla na vytápění domácností.

V současnosti je velkým tématem spalování fosilních paliv a jejich vliv na životní prostředí. Při provozu jaderné elektrárny se uvolňuje minimální množství oxidu uhličitého srovnatelné s větrnými elektrárnami. Podobně je na tom i radiace vyzařovaná do okolního prostředí, která je zanedbatelná ve srovnání s přírodní radiací. Na druhou stranu vliv palivového cyklu již tolik zanedbatelný není. V případě povrchových dolů se značně mění povrch krajiny, což může vést k narušení místního ekosystému. V případě těžby ISL metodou hrozí kontaminace podzemní vody, následná dekontaminace může trvat i desítky let. Těžba uranu i procesy spojené s jeho přepracováním budou vždy nějakým způsobem produkovat znečištění, proto nejspíš bude budoucí vývoj zaměřen na minimalizování vlivu tohoto znečištění na okolní prostředí.

# Seznam použitých zdrojů

- [1] BEČVÁŘ, Josef. *Jaderné elektrárny*. 2. vyd. Praha: SNTL, 1981.
- [2] CROSSLAND, Ian. *Nuclear Fuel Cycle Science and Engineering*. Sv. 37. Cambridge: Elsevier Science & Technology, 2012. Woodhead publishing series in energy. ISBN 0857090739.
- [3] MAHAFFEY, James A. *History of Nuclear Power*. New York: Infobase Learning, 2011. ISBN 9780816076499.
- [4] MURRAY, Raymond LeRoy; HOLBERT, Keith E. *Nuclear energy: an introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes* [online]. 7th ed. Amsterdam: Elsevier, 2015 [cit. 2023-02-16]. ISBN 978-0-12-416654-7. Dostupné z: <https://app.knovel.com/hotlink/toc/id:kpNEAICS07/nuclear-energy-an-introduction/nuclear-energy-an-introduction>.
- [5] *World Nuclear Association: Information Library* [online]. Londýn, 2016 [cit. 2023-02-17]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library.aspx>.
- [6] DE SANCTIS, Enzo. *Energy from nuclear fission : an introduction*. Switzerland: Springer, 2016. Undergraduate lecture notes in physics. ISBN 978-3-319-30649-0.
- [7] GUINN, Vincent P. Radioactivity. In: MEYERS, Robert A. (ed.). *Encyclopedia of Physical Science and Technology (Third Edition)*. Third Edition. New York: Academic Press, 2003, s. 661–674. ISBN 978-0-12-227410-7. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/B0-12-227410-5/00643-8>.
- [8] BRENNEN, Christopher Earls. *Thermo-Hydraulics of Nuclear Reactors*. 2.5 Radiation. Cambridge: Cambridge University Press, 2016. ISBN 978-1-107-13960-2. Dostupné také z: <https://app.knovel.com/hotlink/khtml/id:kt010WBDE4/thermo-hydraulics-nuclear/radiation>.
- [9] BREEZE, Paul. *Power Generation Technologies (3rd Edition)*. 17.3 Nuclear Fission. Elsevier, 2019. ISBN 978-0-0810-2631-1. Dostupné také z: <https://app.knovel.com/hotlink/khtml/id:kt0122QXX1/power-generation-technologies/nuclear-fission>.
- [10] KEAT, William D; WISE, George; BALMER, Robert T; KOSKY, Philip. *Exploring Engineering - An Introduction to Engineering and Design (5th Edition)*. Elsevier, 2021. ISBN 978-0-12-815073-3. Dostupné také z: <https://app.knovel.com/hotlink/khtml/id:kt012RMLI1/exploring-engineering/nuclear-fission>.
- [11] BRUN, Klaus; ALLISON, Timothy C. *Machinery and Energy Systems for the Hydrogen Economy*. 4.2.2.1 Cycle Overview. Elsevier, 2022. ISBN 978-0-323-90394-3. Dostupné také z: <https://app.knovel.com/hotlink/khtml/id:kt0131QU83/machinery-energy-systems/the-rankin-cycle-overview>.
- [12] *Nuclear Power: Nuclear Power Plant* [online]. Nuclear Power, 2018 [cit. 2023-02-17]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-power-plant/>.
- [13] JOYCE, Malcolm. *Nuclear engineering : a conceptual introduction to nuclear power*. Oxford (UK), Cambridge (US): Butterworth-Heinemann / Elsevier, 2018. ISBN 978-0-08-100962-8.

- [14] EL SEFY, Mohamed; EZZELDIN, Mohamed; EL DAKHAKHNI, Wael; WIEBE, Lydell; NAGASAKI, Shinya. System dynamics simulation of the thermal dynamic processes in nuclear power plants. *Nuclear engineering and technology*. 2019, roč. 51, č. 6, s. 1540–1553. ISSN 1738-5733. Dostupné také z: [https://www.researchgate.net/publication/332541138\\_System\\_dynamics\\_simulation\\_of\\_the\\_thermal\\_dynamic\\_processes\\_in\\_nuclear\\_power\\_plants](https://www.researchgate.net/publication/332541138_System_dynamics_simulation_of_the_thermal_dynamic_processes_in_nuclear_power_plants).
- [15] *Svět Energie* [online]. Praha: Skupina ČEZ, 2020 [cit. 2023-02-10]. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/>.
- [16] HAAS, Reinhard; MEZ, Lutz; AJANOVIC, Amela. *The Technological and Economic Future of Nuclear Power*. Wiesbaden: Springer Vieweg. in Springer Fachmedien Wiesbaden GmbH, 2019. Energiepolitik Und Klimaschutz. Energy Policy and Climate Protection. ISBN 9783658259860.
- [17] BREEZE, Paul. *Power Generation Technologies (3rd Edition)*. San Diego: Elsevier, 2019. ISBN 0081026315.
- [18] RIPPON, Simon. History of the PWR and its worldwide development. *Energy Policy*. 1984, roč. 12, č. 3, s. 259–265. ISSN 0301-4215. Dostupné z DOI: [https://doi.org/10.1016/0301-4215\(84\)90026-0](https://doi.org/10.1016/0301-4215(84)90026-0). The Sizewell Collection.
- [19] *Power Reactor Information System* [online]. Vídeň: IAEA, 2023 [cit. 2023-02-11]. Dostupné z: <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>.
- [20] BREEZE, Paul. Chapter 4 - Water-Cooled Reactors. In: BREEZE, Paul (ed.). *Nuclear Power*. Academic Press, 2017, s. 33–44. ISBN 978-0-08-101043-3. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/B978-0-08-101043-3.00004-3>.
- [21] *The VVER today* [online]. Moskva: Rosatom, c2023 [cit. 2023-05-21]. Dostupné z: <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf>.
- [22] LEVERENZ, Rüdiger; GERHARD, Ludwig; GÖBEL, Andreas. *The European Pressurized Water Reactor: A Safe and Competitive Solution for Future Energy Needs* [online]. Vídeň: IAEA, c1998-2023 [cit. 2023-05-22]. Dostupné z: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/37/086/37086871.pdf](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/37/086/37086871.pdf).
- [23] GAIO, Paolo. *AP1000 The PWR Revisited* [online]. Vídeň: IAEA, c1998-2023 [cit. 2023-05-22]. Dostupné z: [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1500\\_CD\\_Web/htm/pdf/topic3/3S05\\_P.%5C%20Gai0.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1500_CD_Web/htm/pdf/topic3/3S05_P.%5C%20Gai0.pdf).
- [24] *GEN IV International Forum (GIF)* [online]. GEN IV International Forum (GIF), 2023 [cit. 2023-03-09]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_9260/public](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public).
- [25] *Vodík* [online]. c2009-2017. [cit. 2023-03-09]. Dostupné z: <http://www.prvky.com/1.html>.
- [26] KOLMANOVÁ, Marie. *Vysokoteplotní elektrolýza: „čistá“ výroba vodíku s možností zpětné konverze* [online]. Praha: Business Media CZ s. r. o., 2007 [cit. 2023-03-09]. Dostupné z: [https://www.technickytydenik.cz/rubriky/veda-vyzkum-inovace/vysokoteplotni-elektrolyza-cista-vyroba-vodik-u-s-moznostmi-zpetne-konverze\\_35526.html](https://www.technickytydenik.cz/rubriky/veda-vyzkum-inovace/vysokoteplotni-elektrolyza-cista-vyroba-vodik-u-s-moznostmi-zpetne-konverze_35526.html).



- [27] RENDA, Guido; COJAZZI, Giacomo G.M.; ALEMBERTI, Alessandro; MOISEEV, Andrei; SMITH, Craig; TUCEK, Kamil; GRASSO, Giacomo. *GIF Lead-cooled fast reactor* [online]. GEN IV International Forum (GIF), 2021 [cit. 2023-03-10]. Dostupné z: [https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2021-11/lfr\\_prpp\\_white\\_paper\\_2021\\_final\\_22102021-clean2\\_2021-11-10\\_13-49-32\\_287.pdf](https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2021-11/lfr_prpp_white_paper_2021_final_22102021-clean2_2021-11-10_13-49-32_287.pdf).
- [28] *Periodická tabulka: Chemické prvky* [online]. c2009-2021. [cit. 2023-03-23]. Dostupné z: <http://www.prvky.com/11.html>.
- [29] IAN, Hore-Lacy. *Uranium for Nuclear Power - Resources, Mining and Transformation to Fuel*. Cambridge: Elsevier, 2016. ISBN 9780081003077.
- [30] TSOULFANIDIS, Nicholas. *Nuclear Fuel Cycle*. La Grange Park: American Nuclear Society, 2013. ISBN 978-0-89448-460-5. Dostupné také z: <https://app.knovel.com/hotlink/toc/id:kpNFC0000K/nuclear-fuel-cycle/nuclear-fuel-cycle>.
- [31] AGENCY, International Atomic Energy. *Establishment of Uranium Mining and Processing Operations in the Context of Sustainable Development*. Lanham: IAEA, 2009. ISBN 9789201044099.
- [32] DUNNE, Robert C; KAWATRA, S. Komar; YOUNG, Courtney A. *SME Mineral Processing & Extractive Metallurgy Handbook*. Littleton: Society for Mining, Metallurgy, a Exploration (SME), 2019. ISBN 9780873353854.
- [33] ALLEN, Knief Ronald. *Nuclear Engineering - Theory and Technology of Commercial Nuclear Power (2nd Edition)*. ANS (American Nuclear Society), 2014. ISBN 9780894484582.
- [34] K, Gupta C. *Materials in Nuclear Energy Applications, Volume 1*. CRC Press, 1989. ISBN 9781315895758.
- [35] ALLEN, Knief Ronald. *Nuclear Engineering - Theory and Technology of Commercial Nuclear Power (2nd Edition)*. ANS (American Nuclear Society), 2014. ISBN 978-0-89448-458-2. Dostupné také z: <https://app.knovel.com/hotlink/toc/id:kpNETTCNP1/nuclear-engineering-theory/nuclear-engineering-theory>.
- [36] *World's last operating Magnox reactor closes: World Nuclear News* [online]. London, c2021 [cit. 2023-04-28]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear-news.org/WR-Worlds-last-operating-Magnox-reactor-closes-31121501.html>.
- [37] BODANSKY, David. *Nuclear Energy. Nuclear Energy: Principles, Practices, and Prospects. Second Edition*. New York, NY: Springer New York, [b.r.]. ISBN 9780387207780.
- [38] STACEY, Weston M. *Nuclear Reactor Physics (3rd Edition)*. Newark: John Wiley & Sons, 2018. ISBN 9783527413669.
- [39] *Skupina ČEZ* [online]. Praha: Skupina ČEZ, c2023 [cit. 2023-05-19]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/>.
- [40] KNIEF, R.A. *Nuclear energy technology: theory and practice of commercial nuclear power*. United States: Hemisphere Publishing Corporation, Washington, DC, 1981.
- [41] CHOPPIN, Gregory R. *Radiochemistry and nuclear chemistry, fourth edition*. 4th ed. Kidlington, Oxford, UK: Academic Press, 2013. ISBN 0123978688.



- [42] JOSHI, Jyeshtharaj; NAYAK, Arun K. *Advances of Computational Fluid Dynamics in Nuclear Reactor Design and Safety Assessment*. San Diego: Elsevier, 2019. Woodhead Publishing series in energy. ISBN 9780081023372.
- [43] BRENNEN, Christopher Earls. *Thermo-Hydraulics of Nuclear Reactors*. Cambridge: Cambridge University Press, 2016. ISBN 9781107139602.
- [44] AGENCY, International Atomic Energy. *Safety of Nuclear Power Plants - Design-Specific Safety Requirements*. International Atomic Energy Agency (IAEA), 2016. ISBN 978-92-0-109315-8. Dostupné také z: <https://app.knovel.com/hotlink/toc/id:kpSNPPDSS5/safety-nuclear-power/safety-nuclear-power>.
- [45] Defence in Depth in Nuclear Safety. *IAEA Int Nucl Saf Advisory Group report 10*. 1996.

# Seznam použitých zkratek a symbolů

Zkratka	Význam
AGR	zdokonalený plynem chlazený reaktor
BWGR	varný grafitový reaktor
BWR	varný reaktor
GFR	rychlý, plynem chlazený reaktor
HTGR	vysokoteplotní plynem chlazený reaktor
ISL	in situ leaching
JE	jaderná elektrárna
LFR	rychlý, olovem chlazený reaktor
LMFBR	rychlý množivý reaktor
LOCA	havárie se ztrátou chladiva
LOHA	havárie se ztrátou schopnosti chlazení
LWGR	vodou chlazený grafitový reaktor
LWR	lehkovodní reaktor
MOX	mixed oxide fuel
MSR	reaktor s roztavenou solí
PHWR	těžkovodní reaktor
PWGR	tlakovodní grafitový reaktor
PWR	tlakovodní reaktor
RBMK	kanálový reaktor velkého výkonu
SCWR	superkritický, vodou chlazený reaktor
SFR	rychlý, sodíkem chlazený reaktor
TRISO	tristructural - isotropic fuel
VHTR	velmi vysokoteplotní reaktor
VVER	vodo-vodní energetický reaktor